

**Memorias del Congreso Anual
de la Sociedad Nuclear Mexicana**

XXXIII Congreso Anual

**Energía Nuclear: La fuente de energía más eficiente
para mitigar el calentamiento global.**



Sociedad Nuclear Mexicana

Enero - Diciembre 2022

Publicación Anual

ISSN: 3061-7472

Editores de la publicación:
Alejandría Denisse Pérez Valseca
Roberto Carlos Lopez Solis

MEMORIAS DEL CONGRESO ANUAL DE LA SOCIEDAD NUCLEAR MEXICANA. Volumen 1, Congreso número 33, enero-diciembre 2022, es una publicación anual de la Sociedad Nuclear Mexicana A. C., Avenida Mariano Escobedo No. Ext. 510, No. Int. 801, Colonia Anzures, Alcaldía Miguel Hidalgo, C.P. 11590, Ciudad de México, México. Página electrónica de la revista <https://www.sociedadnuclear.mx/memorias/> y dirección electrónica comite.editorial@sociedadnuclear.mx Editor Responsable: Alejandría Denisse Pérez Valseca. Certificado de Reserva de Derechos al Uso Exclusivo del Título 04-2024-080812220500-102, ISSN: 3061-7472, ambos otorgados por el Instituto Nacional del derecho de Autor. Responsables de la última actualización de este número: Alejandría Denisse Pérez Valseca y Roberto Carlos Lopez Solis. Avenida Mariano Escobedo No. Ext. 510, No. Int. 801, Colonia Anzures, Alcaldía Miguel Hidalgo, C.P. 11590, Ciudad de México, México. Fecha de la última modificación: diciembre 2022. Tamaño del archivo 47 MB.

Las opiniones expresadas por los autores no necesariamente reflejan la postura del editor de la publicación.

Queda estrictamente prohibida la reproducción total o parcial de los contenidos e imágenes de la publicación sin previa autorización de la Sociedad Nuclear Mexicana.



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana 2022

Modalidad Presencial

13 al 16 de noviembre de 2022

Veracruz, Veracruz.

“Energía Nuclear: La fuente de energía más eficiente
para mitigar el calentamiento global.”





Bienvenida

Ciudad de Veracruz, 13 de noviembre del 2022.

A nombre de la Sociedad Nuclear Mexicana, estamos muy honrados de tenerlos aquí en la cuarta vez en esta heroica Ciudad de Veracruz y nos complace darles la bienvenida a nuestro XXXIII Congreso Anual.

La Sociedad Nuclear Mexicana es una asociación civil sin fines de lucro, ni proselitismo político, ni religioso, que agrupa a profesionistas, técnicos, estudiantes e instituciones con el objetivo de promover los usos pacíficos de la energía nuclear.

El Estado Libre y Soberano de Veracruz de Ignacio de la Llave tiene una relación muy especial con todos aquellos que hemos estado involucrados en la generación de energía eléctrica por medios nucleares. Fue en la década de 1990, cuando las dos unidades de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde entraron en operación contribuyendo con aproximadamente el 16% de la energía limpia en este país. Este hecho ha propiciado que, innumerables eventos tales como congresos nacionales e internacionales, cursos de actualización, talleres de trabajo, entre otros, se llevaran a cabo en este bello Estado de Veracruz, el cual ofrece la calidez de su gente, atractivos naturales y turísticos, deliciosa gastronomía y vastas historias, cultura, arte y arquitectura.

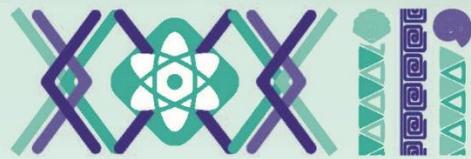
Este año nuestro tema del Congreso está dirigido a resaltar que la energía nuclear puede ser una de las mejores alternativas para mitigar el calentamiento global. La reciente crisis energética propiciada por los conflictos internacionales en Europa, han mostrado que la energía nuclear continúa siendo una opción viable, aún y cuando histórica e injustamente no goza de una buena aceptación. En este Congreso se cubrirán tópicos tales como: Reactores modulares pequeños y nuevas tecnologías, experiencia operacional, regulación e investigación, protección radiológica, liderazgo y gestión de envejecimiento entre otros.

La Sociedad Nuclear Mexicana, expresa su sincero agradecimiento a los ponentes invitados que accedieron participar en este Congreso, así como a sus patrocinadores que para esta edición son: Westinghouse, Tecnatom, General Electric-Hitachi, Cameco, Framatome, Rosatom, EDF, KEPCO, AMD, la Escuela Superior de Física y Matemáticas del IPN, el Organismo Internacional de Energía Atómica, la Universidad Politécnica de Madrid y el H. Ayuntamiento de Veracruz.

Adicionalmente, agradezco profundamente al Comité Organizador, la Junta Directiva de la SNM y a todos los miembros que voluntariamente nos apoyaron para la realización de este Congreso Anual.

Los invito a que participen activamente en las actividades de este Congreso y que disfruten de su estancia en el Puerto de Veracruz, con su amplia variedad de sitios que pueden visitar en el centro histórico y sus alrededores.

Alejandro Núñez Carrera
Presidente del XXXIII Congreso Nacional de la SNM



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Mesa Directiva de la SNM 2022 - 2024

Presidente

Armando Miguel Gómez Torres

Vicepresidente

Alejandro Núñez Carrera

Secretario

Lina Celis del Ángel Centeno

Tesorero

Roberto Carlos López Solís

Vocal de socios

Carina Martínez Fuentes

Vocal de prensa y difusión

Francisco Javier Bucio Valdovinos

**Vocal de acción social, capacitación
y desarrollo profesional**

Oziel Rojas Ávila

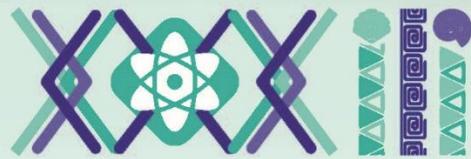
**Vocal de acción técnica, científica e
industrial**

Jaime Hernández Galeana

Vocal de legislación

Fabian Barrios Eufrasio





Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Comité Organizador

Presidente del Congreso

Alejandro Núñez Carrera

Presidente de la SNM

Armando Miguel Gómez Torres

Programa Técnico

Gilberto Espinosa Paredes

Finanzas

Roberto Carlos López Solís

Patrocinios

Lina Celis del Ángel Centeno

Juan Luis François Lacouture

Logística

Jaime Hernández Galeana

Lina Celis del Ángel Centeno

Oziel Rojas Ávila

Fabián Barrios Eufrasio

José Vicente Xolocostli Munguía

Programa de Estudiantes y prensa

Fernando de la Torre Aguilar

Consuelo Letechipía de León

Registro

Carina Martínez Fuentes

Francisco J. Bucio Valdovinos

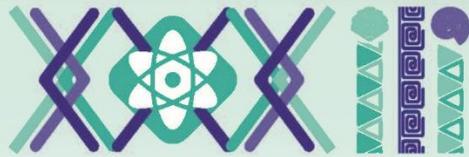
Memorias del Congreso

José Vicente Xolocostli Munguía

Webmaster

Francisco J. Bucio Valdovinos



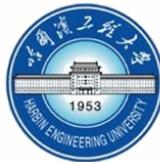


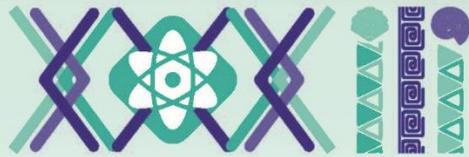
Congreso Anual de la **Sociedad Nuclear Mexicana**

13-16
Nov
2022
Veracruz

“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Instituciones Participantes





Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana

13-16
Nov
2022
Veracruz

“ Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global. ”



Patrocinadores



Westinghouse



TECNATOM



HITACHI



Cameco



EDF

framatome

AMD



ROSATOM



IAEA
Organismo Internacional de Energía Atómica



POLITÉCNICA



H. AYUNTAMIENTO
VERACRUZ
NUESTRO PUERTO, NUESTRA CASA



Sociedad Nuclear Mexicana



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Índice por Sesión Técnica

SELECCIONE LA SESIÓN TÉCNICA DE INTERÉS

POSTERIORMENTE SELECCIONE EL ARTÍCULO QUE DESEE VISUALIZAR

- ST I** Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación
- ST II** Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares
- ST III** Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares
- ST IV** Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación
- ST V** Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares
- ST VI** Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas
- ST VII** Física, Tecnología y Diseño de Fusión
- ST VIII** Planificación de Energía y Recursos Humanos en la Industria Nuclear
- ST IX** Protección y Seguridad Radiológica
- ST X** Experiencia Operativa CNLV

Sesión Técnica I: Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación

- ST-I-1** Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
José Alejandro Castillo Méndez, Juan José Ortiz Servín, José Luis Montes Tadeo, Raúl Perusquia del Cueto y José Luis Hernández Martínez
- ST-I-2** Desempeño del Reactor Modular EM2 en un Ciclo de Combustible de Torio
Emiliano Morones-García y Juan-Luis François
- ST-I-3** Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
José Luis Montes Tadeo, Juan José Ortiz Servín, Raúl Perusquia del Cueto, Alejandro Castillo Méndez y José Luis Hernández Martínez
- ST-I-4** Evaluación del desempeño neutrónico de un SMR-PWR con combustible TRISO y esquemas de recarga parcial
Jesús Rosales, Juan-Luis François y Carlos García Hernández
- ST-I-5** A Series Reversion Approach to Estimate the Relaxation Length of Neutrons
Carlos Antonio Cruz López, Gilberto Espinosa Paredes y Juan Luis François Lacouture
- ST-I-6** Analytic Solutions of the Point Kinetics Equations Using the Amano's Methodology
Carlos Antonio Cruz López, Gilberto Espinosa Paredes y Juan Luis François Lacouture

Sesión Técnica II: Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

- ST-II-1** Extension of the Validation Basis of Subchanflow by Using Measured Data From the IEA-R1 Research Reactor
Juan Carlos Almachi and Victor Hugo Sanchez-Espinoza
- ST-II-2** Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor
Jorge Domínguez Alfaro, Gilberto Espinosa-Paredes, Rodolfo Vázquez Rodríguez, Erick-G. Espinosa Martínez, Alejandría D. Pérez-Valseca
- ST-II-3** Verification of Neutronic and Thermal-hydraulic Multi-physics Steady-State Calculations for Small Modular Reactors with PARCS and TWOPORFLOW
Alejandro Campos Muñoz y Victor Hugo Sanchez Espinoza
- ST-II-4** Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model
Karla A. Cervantes-Chavaje, Gilberto Espinosa-Paredes, Alejandro Vázquez-Rodríguez, Erick-G. Espinosa-Martínez y Alejandría D. Pérez-Valseca
- ST-II-5** Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-06
Heriberto Sánchez Mora, Sergio Quezada García, Javier Ortiz Villafuerte y Armando M. Gómez Torres
- ST-II-6** Análisis Multi-escala de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio
Alejandría D. Pérez-Valseca y Gilberto Espinosa-Paredes

Sesión Técnica III: Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares

- ST-III-1** Análisis para la inclusión de los SMR's al Sistema Eléctrico Nacional
Romero Vergara David y Salazar Salazar Edgar
- ST-III-2** Método para Informar en Riesgo los Programas de Gestión de Envejecimiento de Plantas Nucleares
David A. Quintanar Gago, Pamela F. Nelson y C. R. Grantom
- ST-III-3** Categorización Informada en Riesgo de Componentes de una Planta Nuclear
Pamela F. Nelson y Omar Hernández Ledesma
- ST-III-4** Gamma Thermometer Signals Comparison to Local Power Range Monitor Signals in Laguna Verde 2 Core Operation
Gabriel F. Cuevas Vivas y Alfredo Ávila Nolazco
- ST-III-5** Calificación Sísmica–Ambiental de Relevadores Square D Tipo KPD13 para el Período de Renovación de Licencia de una Central Nuclear
Gilberto Jarvio Cervantes y Bertha T. Ruiz Fuentes
- ST-III-6** Regulación Nuclear Nacional: Contexto actual y su importancia
Etel Maya Flores



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica IV: Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación

- ST-IV-1** Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME
José Vicente Xolocostli Munguía, Julián Durán González, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos
- ST-IV-2** Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR
César Alberto Tapia Mar, Roberto Carlos Lopez Solis, Armando Miguel Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos
- ST-IV-3** AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN
Heriberto Sánchez Mora, Edmundo del Valle Gallegos, Julián A. Duran González, Francisco D. Camacho González y Armando M. Gómez Torres
- ST-IV-4** Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR empleando los códigos Serpent y AZNHEX
Juan Galicia-Aragón, Roberto Lopez-Solis, Armando Gomez-Torres y Edmundo del Valle Gallegos
- ST-IV-5** Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code
Julian A. Duran-Gonzalez, Victor H. Sanchez-Espinoza, Armando M. Gómez-Torres y Edmundo del Valle-Gallegos
- ST-IV-6** Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial
Paz-Ramírez R., Santos-Moreno M.C., Polo-Labarrios M.A. y Fernández-Anaya G.

Sesión Técnica V: Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

- ST-V-1** Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale
Karla Yhomaira Hernández-Montalvo, Erick Josué Yescas-Pozos, Gilberto Espinosa-Paredes, Alejandro Vázquez-Rodríguez y Alejandría D. Pérez-Valseca
- ST-V-2** Diseño termo-hidráulico de un domo condensador para la recuperación de vapor de la piscina de enfriamiento del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR
Víctor Castillo Jiménez, Jaime Baltazar Morales Sandoval y Julio Valle Hernández
- ST-V-3** Métodos Cuantitativos de Análisis de Riesgo de Incendios en Plantas Nucleares
G. Mendoza y X. López
- ST-V-4** Thermomechanics Challenges in New Nuclear Reactor Technologies
Javier Centeno-Pérez, Gilberto Espinosa-Paredes y Alejandría D. Pérez-Valseca
- ST-V-5** Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.5
Cruz Ponce Mauricio, Rodríguez Pérez José Agustín Francisco, Del Valle Gallegos Edmundo, Sánchez Mora Heriberto, Rogelio Castillo Durán y Javier Ortiz Villafuerte
- ST-V-6** Interfacial Elasticity Coefficient for Nuclear Fuel Pellet (UO₂)
Javier Centeno Pérez y Gilberto Espinosa-Paredes

Sesión Técnica VI: Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas

- ST-VI-1** Política Pública Eléctrica con Visión de Género
Ambar Gissel Robles Núñez
- ST-VI-2** El papel de la Energía Nuclear en la lucha contra el Cambio Climático
Valentina Sánchez Pliego y Martín Pérez Díaz
- ST-VI-3** Aceptación Pública de la Energía Nuclear en México
Jazmín Itzel Martínez Flores y Pamela F Nelson
- ST-VI-4** Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
Julián Eduardo Rivera Pérez, Carlos Ríos Martínez, Daniel Hernández Ramírez, Edmundo Escareño Juárez, Fernando Mireles García y José Luis Pinedo Vega
- ST-VI-5** Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
Jaime Hernández-Galeana, Juan Galicia-Aragón, Roberto Raya Arredondo, Pastor Enríquez CrUZ, Fortunato Aguilar Hernández, H. Simón Cruz Galindo, Armando Miguel Gómez Torres, Paulina Tovar Celis y Edmundo del Valle Gallegos
- ST-VI-6** Uncompromised Reliability in BWR Fuel
Juan Casal, Uffe Bergmann y Pascal Jourdain

Sesión Técnica VII: Física, Tecnología y Diseño en Fusión

- ST-VII-1** Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'
E. Chapa, M. Salvador, H.K. Cantú, L.F. Garza y A. Aguilera
- ST-VII-2** Análisis de Estabilidad de un Reactor de Fusión Nuclear
Jesús Gómez-Vistrain, Ricardo-Isaac Cázares-Ramírez, Cesar Bautista-Razo, Emmanuel Castillo-Pérez, Brian González-Gálvez y Gilberto Espinosa-Paredes
- ST-VII-3** Discusión sobre los parámetros que afectan la potencia en máquinas de confinamiento magnético
Ordorica-Recio R. y Polo-Labarrios M.A.
- ST-VII-4** SOUL Industry: Otra forma de aprender
Guillén Espinoza, Eliana

Sesión Técnica VIII: Planificación de Energía y Recursos Humanos en la Industria Nuclear

- ST-VIII-1** Digital Infrastructure Attributes for Nuclear Energy Transition
Florencia de los Angeles Renteria del Toro, Chen Hao y Armando Miguel Gómez Torres
- ST-VIII-2** Planeación de la Implementación de una Planta Nucleoeléctrica de Tipo SMR en Baja California Sur
Omar Pérez Parrazal, Pamela Fran Nelson Edelstein y Cecilia Martín del Campo Márquez
- ST-VIII-3** Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
Gilberto Espinosa-Paredes, Alejandro Vázquez-Rodríguez, Érick-G. Espinosa-Martínez, Marco A. Polo-Labarríos y Alejandría D. Pérez-Valseca
- ST-VIII-4** Iniciativa MENTOREANDO para el desarrollo de capacidades humanas en Energía Nuclear en México
Alejandría D. Pérez-Valseca y Florencia de los Angeles Renteria del Toro
- ST-VIII-5** El Proyecto AZTLAN platform: un caso de éxito en la formación de recursos humanos en materia nuclear en México
Armando Miguel Gómez Torres, Edmundo del Valle Gallegos, Gilberto Espinosa Paredes y Juan Luis Francois Lacouture



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica IX: Protección y Seguridad Radiológica

- ST-IX-1** Vidrios de óxidos metálicos; análisis de sus propiedades mecánicas y de blindaje de energía ionizante con los programas XCOM y Phy-X/PSD
Stephanie Reyes-Luévano y J Rafael Molina-Contreras
- ST-IX-2** Dosis de Organos utilizando el modelo Biocinético en Iodoterapia
Claudia Villalpando-Hernández, Fernando Mireles-García, Fernando De La Torre Aguilar, Carlos Ríos-Martínez, Eric Reyes-Rivera, José Luis Pinedo Vega y J. Ignacio Dávila Rangel
- ST-IX-3** Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con ¹⁷⁷Lu-iPSMA
Valeria Areli Cabral Venegas, Consuelo Letechipía de León, Cinthya Fabiola Herrera García y Erika Patricia Azorín-Vega
- ST-IX-4** Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J
Cintya Fabiola Herrera García, Consuelo Letechipía de León, Valeria Areli Cabral Venegas y Erika Patricia Azorín-Vega
- ST-IX-5** Influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL
Alicia Negron-Mendoza, Sergio Ramos-Bernal y Antonio Hernández-Medina

Sesión Técnica X: Experiencia Operativa CNLV

- ST-X-1** Huellas en el dominio de la frecuencia
Gabriel Calleros Micheland
- ST-X-2** Liderazgo femenino en la Central Nucleoeléctrica
Alma Georgina Martínez López
- ST-X-3** Protección radiológica y la seguridad internacional
Ismael Padilla
- ST-X-4** Confiabilidad de excelencia, aplicando los factores de éxito de mantenimiento
José Elesván Ríos Ortega
- ST-X-5** Mi visita a Fukushima
Joel A. Méndez García



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Índice por Autores

SELECCIONE LA PRIMERA LETRA DEL APELLIDO DEL AUTOR A BUSCAR

A

B

C

D

E

F

G

H

I

J

K

L

M

N

O

P

Q

R

S

T

U

V

W

X

Y

Z

A

Aguilar Hernández, Fortunato	ST-VI-5	Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1
Aguilera, Antonio	ST-VII-1	Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'.
Almachi Nacimba, Juan Carlos	ST-II-1	Extension of the Validation Basis of Subchanflow by Using Measured Data From the IEA-R1 Research Reactor
Ávila Nolazco, Alfredo	ST-III-4	Gamma Thermometer Signals Comparison to Local Power Range Monitor Signals in Laguna Verde 2 Core Operation
Azorín Vega, Erika	ST-IX-3	Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con ¹⁷⁷ Lu-iPSMA
	ST-IX-4	Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J

B

Bautista Razo, César Omar	ST-VII-2	Análisis de Estabilidad de un Reactor de Fusión Nuclear
Bergman, Uffe	ST-VI-6	Uncompromised Reliability in BWR Fuel

C

Cabral Venegas, Valeria	ST-IX-3	Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con ¹⁷⁷ Lu-iPSMA
	ST-IX-4	Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J
Calleros Micheland, Gabriel	ST-X-1	Huellas en el dominio de la frecuencia
Camacho González, Francisco D.	ST-IV-3	AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN

Campos Muñoz, Alejandro	ST-II-3	Verification of Neutronic and Thermal-hydraulic Multi-physics Steady-State Calculations for Small Modular Reactors with PARCS and TWOPORFLOW
Cantú, Héctor	ST-VII-1	Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'
Casal, Juan	ST-VI_06	Uncompromised Reliability in BWR Fuel
Castillo Durán, Rogelio	ST-V-5	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.0
Castillo Jiménez, Víctor	ST-V-2	Diseño termo-hidráulico de un domo condensador para la recuperación de vapor de la piscina de enfriamiento del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR
Castillo Méndez, Alejandro	ST-I-1	Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
	ST-I-3	Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
Cázares Ramírez, Ricardo Isaac	ST-VII-2	Análisis de Estabilidad de un Reactor de Fusión Nuclear
Centeno Pérez, Javier	ST-V-6	Interfacial Elasticity Coefficient for Nuclear Fuel Pellet (UO ₂)
	ST-V-4	Thermomechanics Challenges in New Nuclear Reactor Technologies
Cervantes Chavaje, Karla A.	ST-II-4	Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model
Chapa, Emilio	ST-VII-1	Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'
Cruz Galindo, H. Simón	ST-VI-5	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
Cruz López, Carlos Antonio	ST-I-6	Analytic Solutions of the Point Kinetics Equations Using the Amano's Methodology
	ST-I-5	A Series Reversion Approach to Estimate the Relaxation Length of Neutrons

Cruz Ponce, Mauricio	ST-V-5	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.5
Cuevas Vivas, Gabriel	ST-III-4	Gamma Thermometer Signals Comparison to Local Power Range Monitor Signals in Laguna Verde 2 Core Operation

D

Dávila Rangel, Ignacio	ST-IX-2	Dosis de organos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia
De La Torre Aguilar, Fernando	ST-IX-2	Dosis de organos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia
Del Valle Gallegos, Edmundo	ST-IV-4	Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR empleando los códigos Serpent y AZNHEX
	ST-IV-3	AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN
	ST-VIII-5	El Proyecto AZTLAN platform: un caso de éxito en la formación de recursos humanos en materia nuclear en México
	ST-VI_05	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
	ST-IV-1	Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME
	ST-IV_05	Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code
	ST-V-5	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.3
	ST-IV-2	Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR
Domínguez Alfaro, Jorge	ST-II-2	Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor
Duran González, Julián Arturo	ST-IV-3	AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN
	ST-IV-1	Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME

E

Enríquez Cruz,
Pastor

Escareño Juárez,
Edmundo

Espinosa Martínez,
Érick G.

Espinosa Paredes,
Gilberto

- ST-IV_05 Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code
- ST-VI-5 Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
- ST-VI-4 Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
- ST-VIII-3 Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
- ST-II-4 Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model
- ST-II-2 Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor
- ST-I-5 A Series Reversion Approach to Estimate the Relaxation Length of Neutrons
- ST-II-6 Análisis Multi-escala de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio
- ST-V-1 Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale
- ST-I_06 Analytic Solutions of the Point Kinetics Equations Using the Amano's Methodology
- ST-VIII-3 Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
- ST-V-6 Interfacial Elasticity Coefficient for Nuclear Fuel Pellet (UO₂)
- ST-II-4 Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model
- ST-V_04 Thermomechanics Challenges in New Nuclear Reactor Technologies
- ST-II-2 Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor

F

Fernández Anaya, Guillermo	ST-IV-6	Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial
François Lacouture, Juan Luis	ST-I-5	A Series Reversion Approach to Estimate the Relaxation Length of Neutrons
	ST-I_06	Analytic Solutions of the Point Kinetics Equations Using the Amano's Methodology
	ST-I_02	Desempeño del Reactor Modular EM2 en un Ciclo de Combustible de Torio
	ST-VIII-5	El Proyecto AZTLAN platform: un caso de éxito en la formación de recursos humanos en materia nuclear en México
	ST-I-4	Evaluación del desempeño neutrónico de un SMR-PWR con combustible TRISO y esquemas de recarga parcial

G

Galicia Aragón, Juan	ST-IV-4	Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR empleando los códigos Serpent y AZNHEX
	ST-VI-5	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
García Hernández Carlos Rafael	ST-I_04	Evaluación del desempeño neutrónico de un SMR-PWR con combustible TRISO y esquemas de recarga parcial
Garza, Luis	ST-VII-1	Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'
Gómez Torres Armando Miguel	ST-IV-4	Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR empleando los códigos Serpent y AZNHEX
	ST-IV-3	AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN
	ST-VIII-1	Digital Infrastructure Attributes for Nuclear Energy Transition
	ST-VIII-5	El Proyecto AZTLAN platform: un caso de éxito en la formación de recursos humanos en materia nuclear en México

	ST-VI-5	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
	ST-IV-1	Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME
	ST-IV-5	Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code
	ST-IV-2	Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR
	ST-II-5	Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-06
Gómez Vistrain, Jesús	ST-VII-2	Análisis de Estabilidad de un Reactor de Fusión Nuclea
Grantom Carl, Richard	ST-III-2	Método para Informar en Riesgo los Programas de Gestión de Envejecimiento de Plantas Nucleares
Guillén Espinoza, Eliana	ST-VII-4	SOUL Industry: Otra forma de aprender

H

Hao, Chen	ST-VIII-1	Digital Infrastructure Attributes for Nuclear Energy Transition
Hernández, Antonio	ST-IX-5	Influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL
Hernández Galeana, Jaime	ST-VI-5	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
Hernández Ledesma, Omar	ST-III-3	Categorización Informada en Riesgo de Componentes de una Planta Nuclear
Hernández Martínez, José Luis	ST-I-1	Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
	ST-I-3	Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
Hernández Montalvo, Karla Yhomaira	ST-V-1	Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale
Hernández Ramírez, Daniel	ST-VI-4	Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México

Herrera García,
Cintya Fabiola

ST-IX-3

Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con 177Lu-iPSMA

ST-IX-4

Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J

J

Jarvio Cervantes,
Gilberto

ST-III_05

Calificación Sísmica–Ambiental de Relevadores Square D Tipo KPD13 para el Período de Renovación de Licencia de una Central Nuclear

Jourdain, Pascal

ST-VI_06

Uncompromised Reliability in BWR Fuel

L

Letchipía de León,
Consuelo

ST-IX-3

Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con 177Lu-iPSMA

ST-IX-4

Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J

López Solís,
Roberto Carlos

ST-IV-4

Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR empleando los códigos Serpent y AZNHEX

ST-IV-2

Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR

López, Xóchitl

ST-V-3

Métodos Cuantitativos de Análisis de Riesgo de Incendios en Plantas Nucleares

M

Martín Del Campo
Márquez, Cecilia

ST-VIII-2

Planeación de la Implementación de una Planta Nucleoeléctrica de Tipo SMR en Baja California Sur

Martínez Flores,
Jazmín Itzel

ST-VI-3

Aceptación Pública de la Energía Nuclear en México

Martínez López, Georgina	ST-X-2	Liderazgo femenino en la Central Nucleoeléctrica
Maya Flores Etel	ST-III-5	Regulación Nuclear Nacional: Contexto actual y su importancia
Méndez García Joel Alberto	ST-X-5	Mi visita a Fukushima
Mendoza, Gonzalo	ST-V-3	Métodos Cuantitativos de Análisis de Riesgo de Incendios en Plantas Nucleares
Mireles García, Fernando	ST-VI-4	Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
	ST-IX-2	Dosis de organos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia
Molina J., Rafael	ST-IX-1	Vidrios de óxidos metálicos; análisis de sus propiedades mecánicas y de blindaje de energía ionizante con los programas XCOM y Phy-X/PSD
Montes Tadeo, José Luis	ST-I-3	Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
	ST-I-1	Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
Morales Sandoval, Jaime Baltazar	ST-V-2	Diseño termo-hidráulico de un domo condensador para la recuperación de vapor de la piscina de enfriamiento del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR
Morones García, Emiliano	ST-I-2	Desempeño del Reactor Modular EM2 en un Ciclo de Combustible de Torio

N

Negron, Alicia	ST-IX-5	Influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL
Nelson Edelstein, Pamela Fran	ST-VI-3	Aceptación Publica de la Energía Nuclear en México
	ST-III-3	Categorización Informada en Riesgo de Componentes de una Planta Nuclear
	ST-III-2	Método para Informar en Riesgo los Programas de Gestión de Envejecimiento de Plantas Nucleares
	ST-VIII-2	Planeación de la Implementación de una Planta Nucleoeléctrica de Tipo SMR en Baja California Sur

O

Ordorica Recio, Ricardo	ST-VII-3	Discusión sobre los parámetros que afectan la potencia en máquinas de confinamiento magnético
Ortiz Servín, Juan José	ST-I-1	Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
	ST-I-3	Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
Ortiz Villafuerte, Javier	ST-V-5	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.1
	ST-II-5	Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-05

P

Padilla Cervantes Ismael	ST-X-3	Protección radiológica y la seguridad internacional
Paz Ramírez Rodrigo	ST-IV-6	Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial
Pérez Díaz Martín	ST-VI-2	El papel de la Energía Nuclear en la lucha contra el Cambio Climático
Pérez Parrazal Omar	ST-VIII-2	Planeación de la Implementación de una Planta Nucleoeléctrica de Tipo SMR en Baja California Sur
Pérez Valseca Alejandría D	ST-II-6	Análisis Multi-escala de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio
	ST-V-1	Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale
	ST-VIII-3	Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
	ST-VIII-4	Iniciativa MENTOREANDO para el desarrollo de capacidades humanas en Energía Nuclear en México
	ST-II-4	Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model

	ST-V-4	Thermomechanics Challenges in New Nuclear Reactor Technologies
	ST-II-2	Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor
Perusquía del Cueto, Raúl	ST-I-1	Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR
	ST-I-3	Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR
Pinedo Vega, José Luis	ST-VI-4	Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
	ST-IX-2	Dosis de organos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia
Polo Labarrios, Marco Antonio	ST-VIII-3	Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
	ST-IV_06	Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial
	ST-VII_03	Discusión sobre los parámetros que afectan la potencia en máquinas de confinamiento magnético

Q

Quezada García, Sergio	ST-II-5	Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-04
Quintanar Gago, David Alejandro	ST-III_02	Método para Informar en Riesgo los Programas de Gestión de Envejecimiento de Plantas Nucleares

R

Ramos, Sergio	ST-IX-5	Influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL
Raya Arredondo, Roberto	ST-VI-5	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies
Rentería del Toro, Florencia de Los A	ST-VIII-1	Digital Infrastructure Attributes for Nuclear Energy Transition
	ST-VIII-4	Iniciativa MENTOREANDO para el desarrollo de capacidades humanas en Energía Nuclear en México
Reyes Rivera, Eric	ST-IX-2	Dosis de órganos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia

Reyes, Stephanie	ST-IX-1	Vidrios de óxidos metálicos; análisis de sus propiedades mecánicas y de blindaje de energía ionizante con los programas XCOM y Phy-X/PSD
Ríos Martínez, Carlos	ST-IX-2	Dosis de órganos utilizando el modelo biocinético en iodoterapia
	ST-VI-4	Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
Ríos Ortega, José Elesván	ST-X-4	Confiabilidad de excelencia, aplicando los factores de éxito de mantenimiento
Rivera Pérez, Julián Eduardo	ST-VI-4	Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México
Robles Núñez, Ámbar Gissel	ST-VI_01	Política Pública Eléctrica con Visión de Género
Rodríguez Pérez, J. Agustín Francisco	ST-V_05	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.4
Romero Vergara, David	ST-III-1	Análisis para la inclusión de los SMR's al Sistema Eléctrico Nacional
Rosales García, Jesús Alberto	ST-I-4	Evaluación del desempeño neutrónico de un SMR-PWR con combustible TRISO y esquemas de recarga parcial
Ruiz Fuentes, Bertha	ST-III-5	Calificación Sísmica–Ambiental de Relevadores Square D Tipo KPD13 para el Período de Renovación de Licencia de una Central Nuclear

S

Salazar Salazar, Edgar	ST-III-1	Análisis para la inclusión de los SMR's al Sistema Eléctrico Nacional
Salvador, Max	ST-VII-1	Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak 'T'
Sánchez Espinoza, Víctor Hugo	ST-II-1	Extension of the Validation Basis of Subchanflow by Using Measured Data From the IEA-R1 Research Reactor
	ST-IV-5	Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code

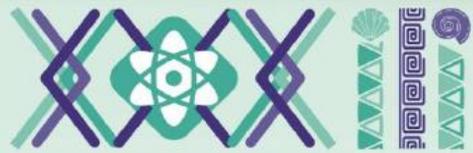
	ST-II-3	Verification of Neutronic and Thermal-hydraulic Multi-physics Steady-State Calculations for Small Modular Reactors with PARCS and TWOPORFLOW
Sánchez Mora, Heriberto	ST-IV-3	AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN
	ST-V-5	Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.2
	ST-II-5	Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-03
Sánchez Pliego, Valentina	ST-VI-2	El papel de la Energía Nuclear en la lucha contra el Cambio Climático
Santos Moreno, Milagros C.	ST-IV-6	Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial

T

Tapia Mar, Cesar Alberto	ST-IV_02	Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR
Tovar Celis, Paulina	ST-VI_05	Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies

V

Valle Hernández, Julio	ST-V_02	Diseño termo-hidráulico de un domo condensador para la recuperación de vapor de la piscina de enfriamiento del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR
Vázquez Rodríguez, Alejandro	ST-V_01	Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale
	ST-VIII_03	Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM
	ST-II_04	Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model
	ST-II_02	Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

X

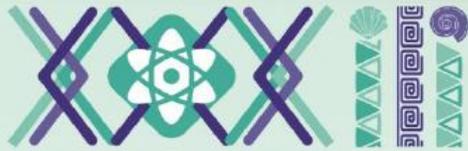
Xolocostli Munguía,
J. Vicente

ST-IV_01 Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME

Y

Yescas Pozos, Erick
Josué

ST-V_01 Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica I

Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación

Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR

*José Alejandro Castillo Méndez, Juan José Ortiz Servín, José Luis Montes Tadeo
Raúl Perusquia del Cueto, José Luis Hernández Martínez
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México
México CP 52750*

alejandro.castillo@inin.gob.mx; juanjose.ortiz@inin.gob.mx; jose Luis.montes@inin.gob.mx;
raul.perusquia@inin.gob.mx; jose Luis.hernandez@inin.gob.mx

Resumen

En este trabajo se presentan los resultados preliminares del diseño de los últimos ciclos de operación de la vida útil de un reactor nuclear de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés). Se analizaron tres escenarios diferentes con la idea de verificar cuál de éstos podría representar la mejor propuesta. El estudio partió de condiciones de operación del reactor en equilibrio y se diseñaron los últimos 6 ciclos de operación. En el primer escenario se disminuyó la carga de ensambles frescos en cada ciclo; por lo que al final, fue necesario disminuir su longitud y el último ciclo fue más corto que los anteriores. En el segundo escenario, se utilizaron 4 ciclos con condiciones de equilibrio y los dos últimos ciclos fueron de menor longitud. Finalmente, en el último escenario se utilizaron 3 ciclos de operación bajo condiciones de equilibrio y los dos últimos ciclos se extendieron añadiendo algunos ensambles y se eliminó el sexto ciclo. Todos los cálculos realizados se hicieron aplicando el principio Haling. Para el diseño de los ciclos de los tres escenarios, se utilizaron los sistemas de cómputo que se han diseñado en el grupo de administración de combustible nuclear del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Dichos sistemas tienen implementadas diversas técnicas heurísticas, entre las que se pueden mencionar las redes neuronales, la búsqueda tabú, los algoritmos genéticos y las colonias de hormigas. Los resultados muestran que el escenario en el que se disminuye el número de ensambles es el que tiene un mejor desempeño, con un desempeño ligeramente menor es aquel en el que se diseñan los dos últimos ciclos con un incremento en el número de ensambles, con lo cual se ahorra un ciclo de operación.

1. INTRODUCCIÓN

La vida útil de un reactor nuclear de agua en ebullición es de 60 años como máximo en la actualidad. La longitud de los ciclos, en la mayoría de los casos, está en un rango de 18 a 24 meses aproximadamente. Debido a la constante evolución de los diseños de ensambles de combustible, cada vez que una central nuclear incorpora un nuevo diseño, se hacen estudios de cómo podría afectar la operación de dicha central. Sin embargo, otra estrategia de utilización de la central nuclear es no incorporar nuevos diseños de ensambles de combustible y alcanzar un estado de equilibrio en el que los parámetros del reactor no varían al paso de los ciclos de operación. Este equilibrio se logra utilizando los mismos diseños de ensambles de combustible,

cargando la misma cantidad de ensamblés frescos, en las mismas posiciones del núcleo del reactor y utilizando los mismos patrones de barras de control a lo largo del ciclo.

Con este esquema de carga de combustible, al inicio de un ciclo de operación cualquiera, existen X cantidad de ensamblés frescos, Y cantidad de ensamblés con un ciclo de quemado, Z cantidad de ensamblés de combustible con 2 ciclos de quemado, etc. Si este esquema de operación en equilibrio se repite hasta el final de la vida útil de la central nuclear, al final del último ciclo de operación, se tendrán X ensamblés con un ciclo de quemado, Y ensamblés con dos ciclos de quemado, etc. El costo de un ensamblé de combustible es muy elevado y uno de los objetivos que persigue una central nuclear es disminuir su compra. Por tal razón el objetivo de este trabajo es analizar algunos esquemas de operación de la planta, al final de sus últimos ciclos de operación, de modo que nos permitan estimar cuál podría ser un mejor escenario de operación de disminuya la compra de combustible y que se maximice la utilización del mismo.

Revisando la literatura especializada, podemos observar que ya existen algunos trabajos cuyo propósito es diseñar los últimos ciclos de operación de la vida útil de un reactor nuclear. De igual manera existe una línea de trabajo muy importante que analiza la reinsertación de combustibles ya usado. En este trabajo nos centramos en reactores del tipo BWR, como los que se tienen en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV), en Veracruz, México. También es importante señalar que en este trabajo se toma en cuenta la reinsertación de ensamblés que se encuentran en la alberca de combustible gastado.

Como parte de la revisión realizada, podemos observar que Jin Chen et al [1] hacen un análisis detallado del problema que enfrenta China en el futuro, por la gran cantidad de desechos radiactivos que generarán sus reactores nucleares. En dicho trabajo, se hace la propuesta de desarrollar una planta para reprocesamiento de ensamblés combustibles y poderlos reutilizar en ciclos posteriores. Detkina et al [2] realizan cálculos acoplados de neutrónica y termohidráulica para maximizar el quemado de descarga de los ciclos de operación en un reactor tipo BWR, y con ello disminuir el costo del almacenamiento del combustible gastado y que debe ser almacenado en forma definitiva. Por otro lado, Chung-Yuan Chen et al [3] aplican el modelo de reactividad lineal para diseñar los dos últimos ciclos de operación de un reactor del tipo BWR, con la idea de reducir al máximo el lote de combustible fresco antes del cierre definitivo del reactor. Con una estrategia para disminuir la cantidad de combustible fresco en los últimos ciclos de operación Fedosov [4] muestra la posibilidad de reinsertar combustibles en los últimos ciclos de operación en reactores RBMK que se están desmantelando en forma paralela, disminuyendo significativamente el tamaño de lote de combustibles frescos a ser utilizados.

2. METODOLOGÍA

La idea principal del presente trabajo fue comparar tres escenarios diferentes, al diseñar los últimos ciclos de operación de un reactor BWR con el objetivo de:

1. Minimizar el número total de ensamblés frescos utilizados en dichos ciclos,
2. Maximizar el quemado a la descarga de los ensamblés de combustible,
3. Disminuir los desechos radioactivos en el momento del cierre definitivo del reactor.

Para realizar esto, se llevaron a cabo los siguientes pasos, en el primero de éstos se definieron los tres escenarios, que etiquetaremos de acuerdo con el orden de aparición como E1, E2 y E3. En los tres escenarios propuestos se asume que tenemos un reactor nuclear BWR que finaliza el Ciclo 35 bajo condiciones de equilibrio como se mencionó antes. Este ciclo de operación es de 18 meses con 132 ensambles de combustibles frescos. En los tres escenarios se diseñan los últimos 6 ciclos de operación como se muestra a continuación:

1. Escenario E1. En este escenario, el Ciclo 36 es idéntico al ciclo de referencia que está en equilibrio; el Ciclo 37 con 124 ensambles, el Ciclo 38 con 116 ensambles, el Ciclo 39 con 108 ensambles, y los Ciclos 40 y 41 con 100 ensambles.
2. Escenario E2. Los Ciclos 36 a 39 son idénticos al de equilibrio; los ciclos 40 y 41 se diseñaron con la misma longitud (poco menos de un año) y con 72 ensambles frescos.
3. Escenario E3. Los Ciclos 36 a 38 fueron iguales al de equilibrio; en los Ciclos 39 y 40 se aumentó el número de ensambles frescos a 144, dando como resultado que dichos ciclos se extendieran en longitud, por lo que no fue necesario diseñar un Ciclo 41.

El diseño de los ciclos de operación de cada uno de estos escenarios se hizo empleando los sistemas que han sido desarrollados por el grupo de administración de combustible nuclear del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), en particular se utilizaron los sistemas Quinalli [5] y OCOTH [6]. El primero de estos sistemas tiene implementada la técnica heurística conocida como búsqueda tabú, mientras que el segundo sistema tiene implementadas las técnicas heurísticas llamadas redes neuronales y algoritmos genéticos.

En la siguiente sección se describen a detalle los tres escenarios propuestos. En la Sección 4 se describen brevemente las técnicas heurísticas utilizadas. En la Sección 5 se presentan los resultados y posteriormente algunas conclusiones que se obtuvieron del trabajo. Finalmente se enlistan las referencias.

3. DISEÑO DE LOS TRES ESCENARIOS

Si bien cada uno de los escenarios planteados se diseñó de manera diferente, en los tres casos existen algunos puntos generales que coinciden: todos los diseños se hicieron aplicando el principio Haling [7], es decir no se diseñaron patrones de barras de control. En el mismo sentido, los tres escenarios parten desde el Ciclo 36 y concluyen en la misma fecha de calendario: 24 de julio de 2050.

Los tres escenarios se diseñaron utilizando la misma función objetivo, la cual incluye el factor de multiplicación efectivo de neutrones (k_{eff}), los límites térmicos *Maximum Fraction of Linear Power Density* (MFLPD), *Maximum Fraction of Limiting Average Planar Linear Heat Generation Rate* (MAPRAT) y *Maximum Fraction of Limiting Critical Power Ratio* (MFLCPR), finalmente el cálculo del margen de apagado en frío o *Cold Shutdown Margin* (SDM), como se muestra a continuación:

- a) Maximizar el valor de k_{eff} ,
- b) La fracción a los límites térmicos debe ser menor a 0.99,
- c) El SDM tiene que ser mayor o igual a 1% de k/k .

Por otro lado, el cálculo de los parámetros señalados se realizó empleando el código de simulación en 3D SIMULATE3 [8]. En la Tabla I se muestran las longitudes de quemado del ciclo de referencia que está en equilibrio cuya longitud total es de 12,929 MWd/TU, esto es en el End Of Cycle (EOC). Este ciclo utiliza 132 ensamblajes frescos y el reactor BWR opera a 2,317 MWt. En esta tabla, EOR significa End Of Rate, además Quemado ICF se refiere al tiempo de operación incrementando el caudal de agua a través del núcleo. Quemado DT significa el tiempo de operación en que la temperatura del agua de alimentación al reactor se disminuye para aumentar la reactividad en el núcleo. Quemado Coastdown se refiere al tiempo de operación disminuyendo la potencia del reactor.

Tabla I. Valores para el ciclo de referencia

Duración del ciclo	18 meses
Número de ensamblajes frescos	132
Quemado (EOR)	10,665 (MWd/TU)
Quemado ICF	235 (MWd/TU)
Quemado DT	1,043 (MWd/TU)
Quemado Coastdown	986 (MWd/TU)
Energía alcanzada (EOC)	12,929 (MWd/TU)

3.1 Escenario E1

En este escenario se redujeron 8 ensamblajes de combustible fresco por ciclo, con la idea de mantener la simetría. Cabe destacar que durante el diseño de los ciclos en alguno de ellos no se disminuyó este número de ensamblajes, para alcanzar la energía requerida.

La reducción en el número de ensamblajes produce de manera natural, la reducción de la reactividad y por ende la longitud del ciclo. La disminución del ciclo fue de 1,587 MWd/TU en algunos ciclos y de 2,381 MWd/TU en otros, que de acuerdo con los cálculos realizados equivale a una disminución aproximada de 60 y 90 días respectivamente en la longitud del ciclo. Como parte del análisis se consideró necesario vigilar el quemado máximo de los ensamblajes para que no se exceda el límite propuesto, que para esta investigación se impuso en 55,000 MWd/TU.

Un dato que resalta durante la investigación es el hecho de que durante el diseño de los ciclos se observó que fue necesario mantener algunos ensamblajes en el núcleo por hasta 5 ciclos de operación, debido a que no rebasaban el límite de quemado impuesto. Esto se mantuvo solamente hasta antes de los dos últimos ciclos, en donde solamente se mantuvieron ensamblajes con un máximo de 4 ciclos en el núcleo.

Como resultado del estudio se propusieron dos ciclos de operación bajo este escenario, con un ligero cambio en el número de ensamblajes utilizados. En la Tabla II se muestra el número de ensamblajes utilizados para estos dos ciclos, así como la energía alcanzada en cada una de las etapas del ciclo de operación.

La longitud de quemado de los 6 ciclos es de 68,112 MWd/TU y se utilizaron 712 ensamblajes de combustible fresco.

Tabla II. Longitudes de Quemado y número de ensamblados frescos del Escenario E1

Ciclo	36	37	38	39	40	41
Ensamblados Frescos	132	124	116	124	108	108
Quemado EOR (MWd/TU)	10,665	10,665	9,078	9,078	7,491	7,491
Quemado ICF (MWd/TU)	235	235	235	235	235	235
Quemado DT (MWd/TU)	1,043	1,043	1,043	1,043	1,043	1,043
Quemado Coastdown (MWd/TU)	986	986	986	986	986	986
Quemado EOC (MWd/TU)	12,929	12,929	11,372	11,372	9,755	9,755

3.2 Escenario E2

En este escenario se consideró mantener iguales los ciclos de operación 36 a 39 como en el ciclo de referencia. Los Ciclos 40 y 41 tienen la misma longitud que es de 1 año empleando 72 ensamblados frescos. En la Tabla III se muestran los valores de quemado para el diseño de estos ciclos.

La longitud de quemado de los 6 ciclos es de 66940 Mwd/TU y se utilizaron 672 ensamblados de combustible frescos.

Tabla III. Longitudes de Quemado y número de ensamblados frescos del Escenario E2

Ciclo	36	37	38	39	40	41
Ensamblados Frescos	132	132	132	132	72	72
Quemado EOR (MWd/TU)	10,665	10,665	10,665	10,665	5,348	5,348
Quemado ICF (MWd/TU)	235	235	235	235	235	235
Quemado DT (MWd/TU)	1,043	1,043	1,043	1,043	1,043	1,043
Quemado Coastdown (MWd/TU)	986	986	986	986	986	986
Quemado EOC (MWd/TU)	12,929	12,929	12,929	12,929	7,612	7,612

3.3 Escenario E3

Bajo este escenario se mantuvieron iguales los ciclos de operación desde el Ciclo 36 al 38 como en el escenario de referencia. En los Ciclos 39 y 40 se aumentó el número de ensamblados frescos hasta 144, lo que produjo el alargamiento de la longitud del ciclo y por ende, la eliminación de un ciclo de operación. Para conseguir esto fue necesario implementar cambios en los parámetros de operación para mantener la energía requerida en dichos ciclos. En la Tabla IV se incluyen los

valores del quemado de estos ciclos de operación. Este escenario incorpora una novedad con respecto a los anteriores, 16 ensamblados de combustible, con un quemado promedio de 33,420 MWd/TU descargados en el Ciclo 18, se re-insertan al núcleo en el ciclo 41.

La longitud total de quemado de los 6 ciclos es de 68,279 MWd/TU y se utilizaron 684 ensamblados frescos.

Tabla IV. Longitudes de Quemado y número de ensamblados frescos del Escenario E3

Ciclo	36	37	38	39	40	41
Ensamblados Frescos	132	132	132	144	144	-
Quemado EOR (MWd/TU)	10,665	10,665	10,665	12,482	12,482	-
Quemado ICF (MWd/TU)	235	235	235	235	235	-
Quemado DT (MWd/TU)	1,043	1,043	1,043	1,043	1,043	-
Quemado Coastdown (MWd/TU)	986	986	986	986	986	-
Quemado EOC (MWd/TU)	12,929	12,929	12,929	14,746	14,746	-

4. TÉCNICAS HEURÍSTICAS EMPLEADAS EN EL DISEÑO

Como se comentó al inicio, para el diseño de las recargas en esta investigación se utilizaron los sistemas de cómputo Quinalli y OCOTH, diseñados por el grupo de administración de combustible nuclear del ININ. Estos sistemas tienen implementadas las técnicas heurísticas conocidas como búsqueda tabú y redes neuronales respectivamente. Estos sistemas se han aplicado en diversos trabajos a lo largo de los últimos 15 años, motivo por el cual no se hará una explicación extensiva de los mismos, sino solamente un pequeño bosquejo y se proporcionarán algunas referencias en caso de que el lector desee abundar sobre estos tópicos.

4.1. Búsqueda tabú

La búsqueda tabú [9] es una metaheurística cuyo principal atributo es la cualidad que tiene para escaparse de mínimos locales con base en el uso del concepto de movimiento prohibido o tabú, sin el cual podría identificarse como una técnica de búsqueda local simple. Sin embargo, el manejo de este concepto la introduce en el campo de las metaheurísticas con excelentes resultados en diversas áreas de la ciencia y la ingeniería.

La implementación en su parte más simple es una búsqueda local simple con la construcción de una vecindad de soluciones factibles, de donde se extrae la mejor de ellas (mejor vecino) y a partir del cual se van construyendo las siguientes vecindades. La diferencia principal recae en el concepto de movimiento prohibido o tabú, que hace que los mejores vecinos que se van encontrando permanezcan con el estatus prohibido durante un número determinado de iteraciones durante el proceso iterativo. El número de veces que un vecino permanecerá con el estatus tabú dependerá del tamaño de una lista conocida como lista tabú, la cual se va actualizando en forma dinámica durante el proceso iterativo, esto es, cada vez que un nuevo vecino se encuentra,

inmediatamente entra a la lista y el último vecino sale de ella perdiendo su estatus tabú. El tamaño de la lista tabú puede ser fija o variable y se recomienda un tamaño de entre 14 y 20, que será el número de iteraciones que un movimiento permanecerá con el estatus tabú.

A lo largo de estos años, la búsqueda tabú ha demostrado ser útil en el campo nuclear, en particular nuestro grupo de trabajo ha utilizado esta técnica en forma exitosa como lo demuestran los trabajos publicados [10, 11, 12]. Con el paso del tiempo, la implementación que se tiene de dicha técnica se ha modificado para mejorar su desempeño. Algunos de los cambios que se pueden mencionar es el manejo de conceptos avanzados como el criterio de aspiración o el castigo de la función objetivo para diversificar la búsqueda. Estos conceptos y algunos más se pueden revisar en los artículos que se proporcionan como referencia.

4.2. Redes neuronales

Este modelo de red neuronal fue propuesto por Mérida [13]. Consiste en una capa de N neuronas completamente conectadas entre sí. Cada neurona tiene asociado un estado neuronal, donde un estado neuronal es un número entre 1 y N . En nuestro caso, N vale 111 porque se tienen 111 canales en $\frac{1}{4}$ del núcleo del reactor. Cada neurona de la red representa un canal del reactor y su estado asociado indica el ensamble de combustible asignado al canal. Para trabajar adecuadamente, la red requiere de dos especificaciones: una función de energía y una regla de transición de estados entre las neuronas. La regla de transición de estados entre neuronas es la forma en que dos o más neuronas intercambian sus estados. En este caso se hace escogiendo dos neuronas aleatoriamente y se intercambian sus estados; esto es equivalente a intercambiar 2 ensambles de combustible de distintos canales. La función de energía cuantifica la energía total de la red cuando todas las neuronas tienen asociado un estado. Durante el proceso de intercambios de estado, es deseable que el valor de la función de energía disminuya y se estabilice en un mínimo. Para más detalles consultar la Referencia [14].

5. RESULTADOS OBTENIDOS

Los resultados obtenidos bajo los 3 escenarios planteados en esta investigación se muestran a continuación. Si bien las conclusiones se dejan hasta el final, en cada una de las subsecciones en el que se expongan estos resultados se incluirá una breve discusión, para ayudar a clarificar ideas.

5.1. Resultados del Escenario 1

Para el primero de los escenarios planteados la idea principal fue la de minimizar el número de ensambles frescos en cada uno de los ciclos de operación analizados, verificando que se cumplieran todos los parámetros analizados y que se llegara a la fecha indicada como fin de la vida útil del reactor. Se analizaron algunas opciones para lograr esto y se llegó a la conclusión de manejar 8 ensambles como meta de disminución, debido a que facilitaba mucho los diseños de los ciclos analizados, sobre todo en el manejo de los ensambles que van en la diagonal del núcleo. En la Tabla V se muestran los resultados obtenidos para los parámetros que se tomaron en cuenta para el estudio.

Tabla V. Resultados del primer escenario

	Ciclo 37	Ciclo38	Ciclo 39	Ciclo 40	Ciclo 41
keff (Q = EOR)	1.01101	0.99728	1.00109	0.99433	0.99321
keff (Q = ICF)	1.01127	0.99826	1.00189	0.99494	0.99347
keff (Q = DT)	1.01293	1.00318	1.00563	0.99773	0.99577
keff (Q = Coastdown)	1.01466	1.00771	1.00900	1.00051	0.99854
MFLPD (Q = EOR)	0.749	0.768	0.791	0.765	0.743
MFLPD (Q = ICF)	0.731	0.743	0.768	0.755	0.782
MFLPD (Q = DT.)	0.759	0.751	0.777	0.777	0.769
MFLPD (Q = Coastdown)	0.623	0.638	0.658	0.651	0.634
MAPRAT (Q = EOR)	0.705	0.722	0.745	0.729	0.727
MAPRAT (Q = ICF)	0.688	0.697	0.722	0.709	0.692
MAPRAT (Q = DT)	0.714	0.734	0.759	0.755	0.704
MAPRAT (Q = Coastdown)	0.611	0.623	0.643	0.638	0.682
MFLCPR (Q = EOR)	0.999	0.962	0.995	0.999	0.998
MFLCPR (Q = ICF)	0.980	0.965	0.998	0.999	0.997
MFLCPR (Q = DT)	0.916	0.900	0.930	0.945	0.962
MFLCPR (Q = Coastdown)	0.794	0.778	0.806	0.816	0.823
SDM	1.123	1.060	1.593	1.327	1.134
Quemado máximo de ensamblés (MWd/TU)	46,372	44,011	46,840	48,902	48,842
Quemado mínimo de ensamblés (MWd/TU)	40,052	40,543	43,084	43,852	12,187

Durante la optimización realizada para diseñar esta secuencia fue necesario ajustar algunos de los parámetros. Cabe destacar que solamente en un par de ciclos la disminución de ensamblés no fue necesaria y que al final, fue necesario realizar un ajuste más para alcanzar la meta señalada en la fecha de fin de vida útil del reactor.

Con este escenario se tiene una producción promedio de energía de 95.66 MWd/TU por ensamblé de combustible fresco.

5.2. Resultados del Escenario 2

Los resultados para este segundo escenario recaen en el diseño de los 2 últimos ciclos, dado que los Ciclos 36 a 39 se consideraron iguales al de referencia en equilibrio. Cabe señalar que se manejaron distintos tamaños de lote para diseñar estos ciclos y los mejores resultados se obtuvieron al emplear 72 ensamblés frescos. El principal problema al que nos enfrentamos fue el alcanzar la energía requerida, sobre todo en el último ciclo. Esto se podía evitar aumentando el número de ensamblés, pero no se debía perder el objetivo de maximizar el quemado a la descarga en ambos ciclos. Bajo la premisa expuesta, los resultados obtenidos para los dos ciclos se muestran en la Tabla VI, en la cual se incluyen los valores de los parámetros considerados para el estudio.

Tabla VI. Valores de los parámetros de los últimos ciclos de operación

	Ciclo 40	Ciclo41
keff (Q = EOR)	1.00001	0.99294
keff (Q = ICF)	1.00058	0.99483
keff (Q = DT)	0.99834	1.00004
keff (Q = Coastdown)	1.00634	1.00635
MFLPD (Q = EOR)	0.731	0.878
MFLPD (Q = ICF)	0.721	0.865
MFLPD (Q = DT.)	0.733	0.904
MFLPD (Q = Coastdown)	0.649	0.690
MAPRAT (Q = EOR)	0.673	0.819
MAPRAT (Q = ICF)	0.675	0.805
MAPRAT (Q = DT)	0.690	0.842
MAPRAT (Q = Coastdown)	0.614	0.652
MFLCPR (Q = EOR)	0.989	0.989
MFLCPR (Q = ICF)	0.976	0.985
MFLCPR (Q = DT)	0.987	0.930
MFLCPR (Q = Coastdown)	0.846	0.808
SDM	1.194	1.603
Quemado máximo de ensamblés (MWd/TU)	45,275	46,462
Quemado mínimo de ensamblés (MWd/TU)	42,440	7,813

Para lograr los diseños de este escenario es necesario resaltar que el trabajo más complicado fue el diseño del último ciclo, considerando que el balance entre el número de ensamblés frescos, la energía requerida y el cumplimiento de los límites térmicos es muy delicado, sobre todo en el último ciclo. Como ya se comentó al inicio de la sección, fue necesario trabajar con diferentes tamaños de lote de combustibles frescos. De igual manera, fue necesario el manejo del caudal y del sub-enfriamiento hasta conseguir que se cumplieran los límites propuestos.

Con este escenario se tiene una producción promedio de energía de 99.61 MWd/TU por ensamblé de combustible fresco.

5.3. Resultados para el Escenario 3

En el último escenario planteado la estrategia fue diseñar los dos últimos ciclos de operación con una mayor longitud, lo cual produciría en forma adicional el ahorro de un ciclo completo. Lo anterior se consiguió aumentando el número de ensamblés frescos en los dos últimos ciclos hasta 144. Además, se reinsertan 16 ensamblés de combustible descargados en el Ciclo 38. En la Tabla VII se muestran los resultados obtenidos para los dos últimos ciclos de operación bajo las condiciones impuestas para este escenario.

Tabla VII. Valores de los parámetros de los últimos ciclos de operación

	Ciclo 39	Ciclo40
keff (Q = EOR)	0.9948	0.9918
keff (Q = ICF)	0.9940	0.9919
keff (Q = DT)	0.9965	0.9942
keff (Q = Coastdown)	0.9990	0.9964
MFLPD (Q = EOR)	0.701	0.734
MFLPD (Q = ICF)	0.689	0.710
MFLPD (Q = DT.)	0.727	0.736
MFLPD (Q = Coastdown)	0.614	0.625
MAPRAT (Q = EOR)	0.658	0.683
MAPRAT (Q = ICF)	0.638	0.664
MAPRAT (Q = DT)	0.667	0.677
MAPRAT (Q = Coastdown)	0.570	0.577
MFLCPR (Q = EOR)	0.934	0.932
MFLCPR (Q = ICF)	0.917	0.913
MFLCPR (Q = DT)	0.858	0.852
MFLCPR (Q = Coastdown)	0.739	0.733
SDM %	1.310	1.150
Quemado máximo de ensambles (MWd/TU)	53,223	50,316
Quemado mínimo de ensambles (MWd/TU)	41,349	12,175

En este caso es importante resaltar el hecho de que si bien fue necesario aumentar el número de ensambles para los dos últimos ciclos, lo que redundaría en un aumento en el número de ensambles con una reactividad alta que se tienen que almacenar ya sea en la alberca en los dispositivos que se tengan para tal fin, lo importante es el hecho de ahorrarse un ciclo de operación completo, lo que conlleva un ahorro importante en dinero.

Con este escenario se tiene una producción promedio de energía de 99.82 MWd/TU por ensamble de combustible fresco.

6. CONCLUSIONES

Se diseñaron los últimos ciclos de la vida útil de un reactor tipo BWR, evaluando diferentes estrategias de operación. La principal diferencia entre estas estrategias es en el tamaño del lote de combustibles frescos y la longitud de los ciclos de operación de éstos. En todos los ciclos diseñados para los 3 escenarios se cumplieron las restricciones impuestas para los límites térmicos y para el cálculo del margen de apagado en frío (Tablas V a VII).

Si observamos la cantidad de ensambles de combustibles frescos utilizados en los últimos 6 ciclos, claramente el Escenario 2 resulta el de mejor desempeño con 672 ensambles usados, siendo un 6% menor que el escenario 1 (712 ensambles) y un 2% menor que el escenario 3 (684 ensambles). Si bien se obtuvo un mayor quemado en el Escenario 3, la diferencia con respecto al Escenario 2 es solamente de alrededor de un 2%. Si se considera que un ensamble tiene un costo

aproximado de 250,000 USD, el ahorro que se tiene en el Escenario 2 con respecto al Escenario 1 es considerable, con 40 ensambles menos. Esta diferencia es menor con respecto al Escenario 3, con 12 ensambles menos.

Si se pone atención en el máximo quemado de descarga de los 3 escenarios, los mejores valores se obtienen con el Escenario 3 (~53,000 MWd/TU), después sigue el Escenario 1 (~49,000 MWd/TU) y por último el Escenario 2 (~46,000 MWd/TU), incluyendo el último ciclo de operación en el que el máximo quemado de descarga es el de la carga completa. Si acaso sería importante poner un poco de atención en el Escenario 3 dado que el máximo quemado está muy cercano al límite que se impuso, que fue de 55,000 MWd/TU.

En el mismo sentido, al analizar el último ciclo de los 3 escenarios, se puede observar que el mejor quemado es el del Escenario 3 (12,278 MWd/TU), que es muy parecido al del Escenario 1 (12,187 MWd/TU) y finalmente el del Escenario 2 (7,813 MWd/TU). No obstante, se debe remarcar el número de ensambles que solamente tienen un quemado, pues para el escenario son 144 ensambles, lo que produce una buena cantidad de ensambles muy reactivos que se tendrán que manejar de manera muy cuidadosa. Mientras que para el Escenario 2, solamente quedan 72 ensambles con 1 quemado. En este caso, resulta interesante realizar un estudio cuál de los dos escenarios es mejor al momento de la disposición final, si 72 ensambles con 7,813 MWd/TU de quemado final o 144 ensambles con 12,278 MWd/TU bajo las mismas condiciones.

Si hacemos un análisis global de los resultados obtenidos, consideramos que bajo las condiciones impuestas el Escenario 2 resulta ser ligeramente mejor que el Escenario 3. El siguiente paso en esta investigación será el diseño de los patrones de barras de control para estos 3 escenarios y un análisis económico de los mismos, lo que nos dará más elementos para evaluarlos.

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares por el apoyo brindado para el desarrollo de la presente investigación, a través del proyecto SN-004.

REFERENCIAS

1. Jin Chen, Meng Wei, Xuegang Liu, Jianchen Wuang, "Back-end of nuclear fuel cycle in China", *Progress in Nuclear Energy*, vol. 54, p. 46-48 (2012).
2. Anna Detkina, Dzianis Litskevitch, Aiden Peakman, Bruno Merk, "Burnup Credit Evaluation for BWR Spent Fuel from Full Core Calculations", *Applied Sciences*, vol. 10, p. 1-19 (2020).
3. Chung Yuan Chen, Wu Hsiung Tung, Shung Jung Yaur, Weng Sheng Kuo, "In-core power sharing and fuel requirement study for a decommissioning Boiling Water Reactor using the linear reactivity model", *Nuclear Engineering and Design*, vol. 275, p. 264-271 (2014).
4. A. M. Fedosov, "Optimal fuel utilization during decommissioning of nuclear power plants with RBMK reactors", *Atomic Energy*, vol. 102, p.353-360 (2007).
5. Alejandro Castillo, Juan José Ortiz, José Luis Montes, Raúl Perusquia, "Fuel loading and control rod patterns optimization in a BWR using tabu search", *Annals of Nuclear Energy*, vol. 34, p. 207-212 (2007).

6. Juan José Ortiz, Alejandro Castillo, José Luis Montes, Raúl Perusquia, ðA New System to Fuel Loading and Control Rod Pattern Optimization in Boiling Water Reactorsö, *Nuclear Engineering and Design*, **vol. 157**, p. 236-244 (2007).
7. R. K. Haling, ðOperational Strategy for Maintaining an Optimum Power Distribution through Core Lifeö, *Proceedings ANS Topical Meeting Nuclear Performance of Core Power Reactors*, TID-7672.US Atomic Energy Commission (1964).
8. D. W. Dean, SIMULATE-3. Advanced Three-Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code. Userø Manual. Studsvik Scandpower INC. SSP-95/15 - Rev 3 (2005).
9. Fred Glover, ðTabu Search Part Iö, *ORSA, Journal of Computing*, **vol. 1**, p. 190-206 (1989).
10. Alejandro Castillo, Gustavo Alonso, L. B. Morales, Edmundo del Valle, ðBWR fuel reloads design using a Tabu search techniqueö, *Annals of Nuclear Energy*, **vol. 31**, p. 151-161 (2004).
11. Alejandro Castillo, Juan José Ortiz, Gustavo Alonso, Luis B. Morales, Edmundo del Valle, ðBWR Control Rod Design Using Tabu Searchö, *Annals of Nuclear Energy*, **vol. 32**, p. 741-754 (2005).
12. Alejandro Castillo, Juan José Ortiz, José Luis Montes, Raul Perusquia, ðFuel Loading and Control Rod Patterns Optimization in a BWR Using Tabu Searchö, *Annals of Nuclear Energy*, **vol. 34**, p. 207-212 (2007).
13. Mérida C. E., Galán M. Muñoz-Pérez J, ðAn Efficient Multivalued Hopfield Network for the TSPö, *Neural Processing Letters*, **vol. 14**, p. 203-216 (2001).
14. J. J. Ortiz, Ignacio Requena, ðUsing Neural Networks to Predict Core Parameters in a Boiling Water Reactorö, *Nuclear Science and Engineering*, **vol. 146**, p. 88698 (2004).

Desempeño del Reactor Modular EM² en un Ciclo de Combustible de Torio

Emiliano Morones-García y Juan-Luis François

Universidad Nacional Autónoma de México, Facultad de Ingeniería, Departamento de Sistemas Energéticos, Paseo Cuauhnáhuac 8532, Col. Progreso, 62550 Jiutepec, Morelos, México
morones.e4@gmail.com; jlfl@fi-b.unam.mx

Resumen

El Módulo Multiplicador de Energía (EM²) es un reactor rápido modular de alta temperatura enfriado por helio en desarrollo por *General Atomics* (GA). Su diseño contempla un núcleo tipo cría-y-quema, en donde combustible fértil es convertido en combustible fisible para quemarlo in situ. Estas características le permiten al reactor completar un ciclo de operación de 32 años sin necesidad de recarga y con distintos tipos de materiales combustibles, como torio, uranio natural, uranio empobrecido (DU) y combustible gastado. Así, el objetivo de este estudio es evaluar el desempeño del reactor EM² con dos tipos de combinaciones de materiales combustibles (uranio de bajo enriquecimiento [LEU]/Th y U/Th) y dos estrategias de quemado. La primera estrategia se tomó del modelo de GA (configuración 1) y la segunda se propuso en este trabajo (configuración 2). El código de Monte Carlo Serpent, con la biblioteca de secciones eficaces ENDF/B-VII, se utilizó para realizar los cálculos. Los siguientes parámetros fueron analizados: evolución del factor efectivo de multiplicación de neutrones (k_{eff}), tasa de conversión, coeficientes de reactividad y fracción efectiva de neutrones retardados (β_{eff}). También se discutió la contribución de las tasas de fisión de los isótopos principales. Los resultados obtenidos muestran que los escenarios con la configuración 2 como estrategia de quemado tuvieron un pico de exceso de reactividad mayor que los escenarios con la configuración 1. Asimismo, pudo observarse que al utilizar torio como combustible fértil en la configuración 1, el reactor no cumplió con el requisito de duración del ciclo de operación propuesto por GA, pues el reactor se volvió subcrítico antes de los 32 años. En cuanto a los coeficientes de reactividad, todos los escenarios presentaron coeficientes Doppler negativos y reactividades por vacío positivas; ambos valores aumentaron a medida que avanzaba el quemado. Por el contrario, la β_{eff} disminuyó con el quemado y no varió significativamente entre configuraciones de quemado.

1. INTRODUCCIÓN

La mitigación del cambio climático exige un incremento en el uso de tecnologías bajas en carbono con miras a alcanzar las cero emisiones netas de gases de efecto invernadero para el año 2050. En este contexto, evaluaciones científicas de grupos neutrales, como el Grupo Intergubernamental de Expertos sobre el Cambio Climático (IPCC) o la Agencia Internacional de Energía (IEA), han reconocido a la energía nuclear, no solo como una opción energética amigable con el medio ambiente, sino también como pieza facilitadora de la transformación del sector energético [1].

El sector nuclear puede contribuir a la mitigación del cambio climático de varias formas, incluyendo la operación a largo plazo de las centrales nucleares, construcción de nuevos reactores

nucleares de Generación III+ y la implementación de nueva tecnología nuclear, como los reactores avanzados y reactores modulares pequeños (SMRs). Aparte de la producción de electricidad, otras aplicaciones de los reactores avanzados y SMRs son la cogeneración para industrias pesadas y extracción de recursos, la producción de hidrógeno y combustibles sintéticos, la desalinización y aplicaciones fuera de la red [2].

Sin embargo, hay algunas cuestiones que deben abordarse respecto a la energía nuclear a mediano y a largo plazo. En primera, que los recursos de uranio son limitados y pueden respaldar el uso de la energía nuclear, y un crecimiento de la capacidad nuclear, únicamente para los próximos 135 años, considerando las necesidades de uranio del 1 de enero del 2019 [3]. En segunda, el creciente volumen de residuos nucleares debido al enfoque tradicional de la energía nuclear, principalmente del uranio empobrecido (DU), producto del enriquecimiento y del combustible gastado [4].

Un reactor nuclear que puede ayudar a resolver estos problemas es el Módulo Multiplicador de Energía (EM²). El EM² es un reactor rápido enfriado por helio y pasivamente seguro, cuyo diseño contempla un núcleo capaz de convertir combustible fértil en combustible fisil y fisiónarlo en el lugar para lograr un ciclo de operación de 32 años sin recarga de combustible. El espectro neutrónico rápido del reactor le permite utilizar diversos materiales combustibles como el uranio empobrecido, el uranio natural, el torio o el combustible gastado [5].

Por lo expuesto, el objetivo del presente estudio es evaluar el desempeño del reactor EM² con dos tipos de combinaciones de materiales combustibles (uranio de bajo enriquecimiento [LEU]/Th y U/Th) y dos estrategias de quemado. Para ello, se analizó la evolución del factor efectivo de multiplicación de neutrones (k_{eff}), la tasa de conversión, los coeficientes de reactividad y la fracción efectiva de neutrones retardados (β_{eff}). El código de Monte Carlo Serpent [6], con la biblioteca de secciones eficaces ENDF/B-VII, se utilizó para realizar los cálculos.

2. MÓDULO MULTIPLICADOR DE ENERGÍA

El Módulo Multiplicador de Energía es un reactor rápido modular de alta temperatura enfriado por helio en desarrollo por *General Atomics* (GA). El diseño del EM², perteneciente a la generación IV de reactores nucleares, emplea un ciclo Brayton directo y un ciclo Rankine Orgánico para la generación de electricidad. La potencia térmica de cada módulo es de 500 MWt y puede alcanzar una eficiencia del 53% [7]. Las características del reactor EM² se muestran en la Tabla I.

Tabla I. Características del reactor EM²

Parámetro	
Potencia [MWt/MWe]	500/265
Refrigerante	He
Presión del refrigerante [MPa]	13.3
Temperatura de entrada al núcleo [°C]	550
Temperatura de salida del núcleo [°C]	850
Material combustible	UC
Revestimiento	SiC-SiC

El núcleo del EM² implementa la cría-y-quema de combustible, es decir, transforma al combustible fértil en combustible fisil y lo quema in situ. Esta propiedad permite lograr un tiempo de vida del reactor de 32 años sin necesidad de recarga y, por tanto, un aprovechamiento alto del combustible. Para lograr esta meta, además del espectro neutrónico rápido, el reactor cuenta con el sistema de recolección de gases de fisión (FGCS, por sus siglas en inglés), cuya función principal es la de ventilar los productos de fisión en estado gaseoso fuera de los ensambles de combustible. Como resultado de la operación del FGCS, la reactividad negativa en el núcleo es reducida [5].

Cabe agregar que el EM², al ser un reactor avanzado, utiliza sistemas pasivos de seguridad para la remoción de calor y el control de la reactividad [5]. Asimismo, debido a su alta temperatura de operación, esta tecnología de reactor puede ser utilizada en diversas aplicaciones como la producción de hidrógeno, la desalinización y la cogeneración para la industria pesada [2].

2.1. Configuración del Núcleo del EM²

El núcleo activo del EM² consiste de 85 ensambles de combustible hexagonales distribuidos en una retícula hexagonal con un paso de 23.281 cm. Cada ensamble cuenta con un bloque de soporte y un colector superior, ambos con 10 cm de altura. El núcleo activo ocupa un volumen de 8.6 m³ y está encerrado por un reflector compuesto de una sección interior hecha de siliciuro de zirconio (Zr_3Si_2) y una sección exterior de grafito. Además, el núcleo está rodeado por un blindaje neutrónico de 2 cm de espesor de carburo de boro (B_4C). La Figura 1 muestra una vista transversal del núcleo del EM².

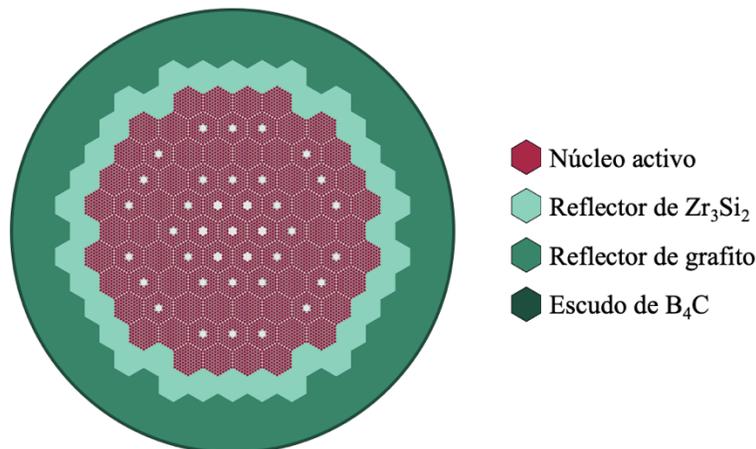


Figura 1. Vista transversal del núcleo del EM² (modelo de Serpent)

Los ensambles de combustible están divididos en tres tipos: estándar, control/apagado y de reserva, de los cuales hay 48, 30 y 7, respectivamente (ver Figura 2). Los ensambles estándar contienen 91 barras de combustible, mientras que los de reserva y control/apagado contienen únicamente 84. Los ensambles de control/apagado incorporan un tubo guía en la parte central de la retícula.

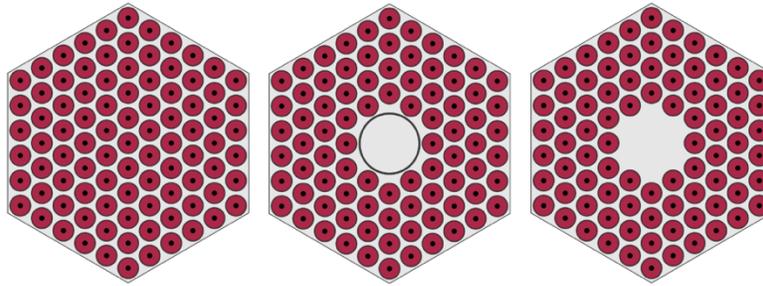


Figura 2. Ensambls de combustible estándar, control/apagado y de reserva (modelos de Serpent)

Cada barra de combustible está conformada por pastillas anulares de carburo de uranio (UC) contenidas en un revestimiento de compuesto de carburo de silicio (SiC-SiC), como se muestra en la Figura 3. **El revestimiento tiene 2.11 cm de diámetro externo y 0.95 mm de espesor.** En cuanto a las pastillas anulares, éstas poseen un radio interno de 0.25 cm y un radio externo de 0.95 cm, lo que resulta en un huelgo de 0.01 cm entre el combustible y el revestimiento. Los parámetros geométricos del núcleo del EM² se resumen en la Tabla II.

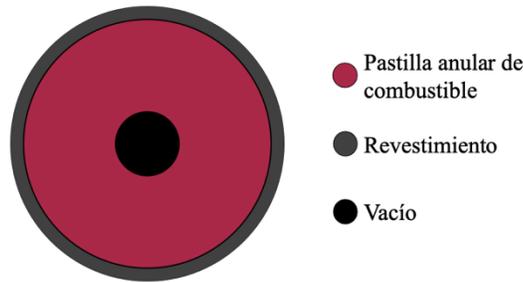


Figura 3. Pastilla anular de combustible (modelo del Serpent)

Tabla II. Parámetros geométricos del EM²

<i>Parámetro</i>	<i>Valor [cm]</i>
Radio interno de la pastilla	0.25
Radio externo de la pastilla	0.95
Radio interno de la barra	0.96
Espesor de la barra	0.095
Paso hexagonal de la barra	2.41
Radio interno del tubo guía	2.8
Espesor del tubo guía	0.2
Paso hexagonal del ensamble	23.281
Altura del núcleo activo	216
Altura del núcleo	316
Radio del reflector secundario	172.69
Radio del blindaje neutrónico	174.69

Como se señaló anteriormente, el núcleo del EM² tiene la capacidad para criar y quemar combustible, razón por la cual está dividido en dos secciones, una con combustible fisil y otra con combustible fértil. La primera de éstas es la sección crítica al inicio de vida del núcleo y provee de un exceso de neutrones a la sección fértil del núcleo para producir nuevo material fisil. La sección fisil está cargada con uranio de bajo enriquecimiento (LEU), mientras que la sección fértil está cargada con uranio empobrecido (DU) [7]. La estrategia de quemado propuesta por GA coloca al material fisil en la región central del núcleo y al material fértil en sus extremos axiales, como se observa en la Figura 4. De acuerdo con lo reportado en la Ref. [5], la carga inicial de combustible está compuesta por 21.3 toneladas de LEU y por 19.8 toneladas de DU.

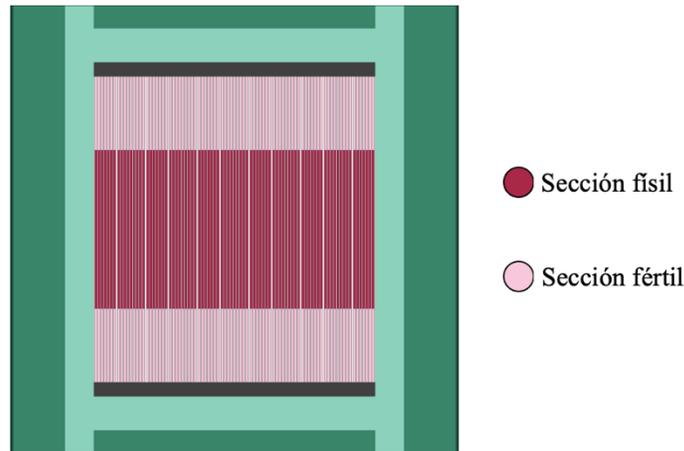


Figura 4. Distribución de las secciones fisil y fértil

3. MODELOS DEL NÚCLEO DEL EM²

A lo largo de esta sección se abordan los modelos desarrollados del EM². En primer lugar, se describe el modelo del núcleo que reprodujo los resultados publicados por GA. Luego, se presentan la propuesta de estrategia de quemado y materiales combustibles alternativos. Por último, se detalla la metodología de simulación implementada en el modelo de referencia y en los escenarios alternativos.

3.1. Modelo de Referencia

La elaboración del modelo de referencia se llevó a cabo considerando los parámetros presentados en las Tablas I y II. De igual modo, se contemplaron las densidades de los materiales del núcleo mostradas en la Tabla III. Las propiedades de los materiales fueron recolectadas de la literatura abierta [8,9,10,11,12]. Cabe mencionar que los espaciadores no fueron modelados debido a la falta de especificaciones en estudios previos [5,13]. Además, los reflectores axiales, colectores superiores y bloques de soporte se asumieron como bloques hexagonales sólidos con un agujero en el centro. Las barras de control y de apagado se supusieron completamente extraídas, por lo que no fueron incluidas en el modelo.

Tabla III. Densidad de los materiales del núcleo del EM²

Componente	Material	Densidad [g/cm ³]
Refrigerante	Helio	5.62587×10 ⁻³
Pastilla de combustible	UC ^a	10.18 ^b
Revestimiento	SiC-SiC	2.8
Colector/bloque de soporte	SiC-SiC	2.8
Reflector primario	Zr ₃ Si ₂	5.62
Reflector secundario	Grafito	1.75
blindaje neutrónico	B ₄ C	2.52

^aMaterial combustible del modelo de referencia.

^bPorosidad del 74.7%.

Con respecto a los modelos con torio como combustible, la porosidad de las pastillas de carburo de uranio se aplicó a las pastillas de carburo de torio. En cuanto a la composición de los combustibles de referencia, la Tabla IV presenta las fracciones másicas de los combustibles fisil y fértil. Los parámetros seleccionados para validar el modelo de referencia fueron los siguientes: evolución del factor efectivo de multiplicación de neutrones (k_{eff}), la tasa de conversión, coeficientes de reactividad y la fracción efectiva de neutrones retardados (β_{eff}).

Tabla IV. Composición de los combustibles de referencia (fracción másica)

Isótopo	Combustible fisil	Combustible fértil
²³⁵ U	0.1102	0.0033
²³⁸ U	0.8417	0.9487
natC	0.0481	0.0480

3.2. Estrategia de Quemado Alternativa

La estrategia de quemado, propuesta en esta investigación, consistió en colocar al combustible fisil rodeado por el combustible fértil, como se ilustra en la Figura 5.

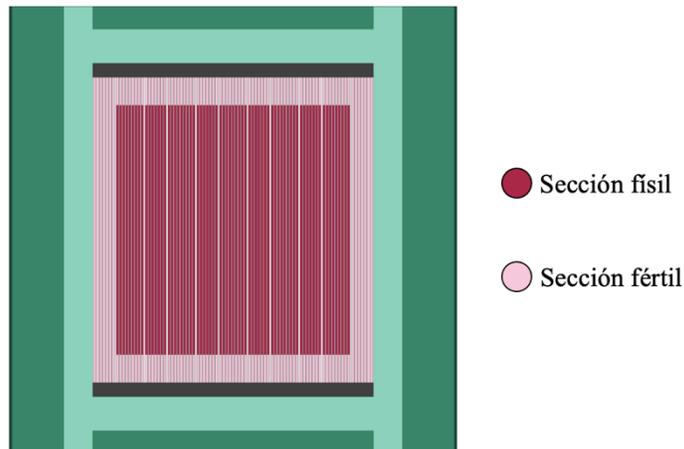


Figura 5. Estrategia de quemado alternativa

Para los ensambles que contienen ambos tipos de material combustible, el volumen de cada uno fue ajustado para cumplir con la carga inicial de combustible del modelo propuesto por GA. La estrategia de quemado de referencia y la estrategia de quemado alternativa se denominan en lo sucesivo configuración 1 (C1) y configuración 2 (C2) del núcleo del EM², respectivamente.

3.3. Materiales Combustible Alternativos

Un par de combinaciones de combustible fisil/fértil fueron seleccionadas para evaluar el desempeño del EM²: LEU/Th y U/Th. La combinación LEU/Th se definió como combustible de 1^a generación, ya que sus isótopos constituyentes pueden encontrarse en la naturaleza. Por otro lado, la combinación U/Th se catalogó como combustible de 2^a generación, puesto que algunos de sus isótopos constituyentes fueron obtenidos del combustible gastado de 1^a generación. Las composiciones de las combinaciones de combustible mencionadas se indican en las Tabla V.

Tabla V. Composición de los combustibles alternativos (fracción másica)

Isótopo	LEU/Th				U/Th			
	Configuración 1		Configuración 2		Configuración 1		Configuración 2	
	Físil	Fértil	Físil	Fértil	Físil	Fértil	Físil	Fértil
²³² Th	-	0.9508	-	0.9508	-	0.9508	-	0.9508
²³³ U	-	-	-	-	0.0482	-	0.0487	-
²³⁵ U	0.1122	-	0.1147	-	0.0316	-	0.0330	-
²³⁸ U	0.8398	-	0.8372	-	0.8722	-	0.8702	-
^{nat} C	0.0481	0.0492	0.0481	0.0492	0.0481	0.0492	0.0481	0.0492

Entonces, con dos combinaciones de combustible y dos estrategias de quemado, un total de 5 modelos (incluido el de referencia) fueron simulados. Las composiciones de los combustibles fueron ajustadas para que los modelos tuvieran aproximadamente el mismo valor inicial de la *keff* que el modelo de GA [13]. La densidad del carburo de torio utilizada en los modelos alternativos fue de 7.92 g/cm³ [14].

3.4. Metodología de Simulación

Los cálculos de quemado fueron realizados con 15,000 neutrones por ciclo, 500 ciclos activos y 30 ciclos inactivos para un total de 7.5 millones de historias de neutrones; la desviación estándar de la *keff* calculada fue de aproximadamente 20 pcm con este tamaño de historia de neutrones. El intervalo de tiempo entre pasos de quemado fue de 6 meses, con pasos de tiempo más cortos al inicio del ciclo de combustible [5]. Adicionalmente, en cada paso de quemado, los productos de fisión gaseosos (elementos químicos con un punto de ebullición igual o inferior a 900°C) se redujeron un 70% para simular la operación del FGCS.

En lo que concierne al cálculo de los coeficientes de reactividad, el número de neutrones por ciclo se incrementó a 30,000 para un total de 15 millones de historias de neutrones, manteniendo el mismo número de ciclos. El coeficiente Doppler se calculó considerando un cambio de temperatura del combustible de 1000 K a 2000 K, mientras que para la reactividad por vacío se consideró una reducción de la densidad del helio del 99.9% [5].¹

4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

4.1. Validación del Modelo de Referencia

La evolución de la k_{eff} reportada en la Ref. [15] y la obtenida de la simulación del modelo de referencia se muestran en la Figura 6. De esta comparación, se puede observar que el modelo de referencia se comporta de manera similar al modelo de GA, logrando una desviación cuadrática media de 81 pcm. La Tabla VI enlista los valores de la k_{eff} de ambos modelos para cada dos años y la diferencia entre ellos. La diferencia más grande registrada fue al EOC, donde el modelo de referencia difiere por 215 pcm del modelo de GA. Sin embargo, el pico de exceso de reactividad en nuestro modelo (2.64% Δk) cumplió con el pico de $\sim 2.7\%$ Δk mencionado en la Ref. [5].

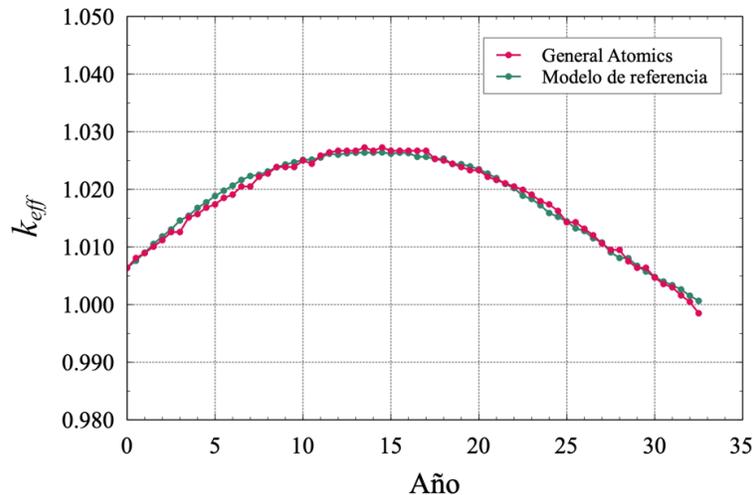


Figura 6. Evolución de la k_{eff} de los modelos de GA y de referencia

La Tabla VII muestra los coeficientes de reactividad y β_{eff} de los modelos de GA y de referencia. En general, los valores determinados en este trabajo se ajustan con los reportados en la Ref. [5]. La discrepancia más grande se encontró en la reactividad por vacío al EOC, donde la diferencia fue de 75 pcm. Acerca de la reactividad por vacío, su efecto en los reactores rápidos tiene dos componentes:

1. El endurecimiento del espectro neutrónico debido a una menor dispersión neutrónica en el refrigerante, en este caso dominada por la dispersión elástica en el helio, que cobra importancia hacia 1 MeV, como puede verse en la Figura 7. Este endurecimiento del

¹El coeficiente Doppler se determinó con $K_D = [\rho(T_2) - \rho(T_1)] / [\Delta T \ln(T_2/T_1)]$ y la reactividad por vacío con $\alpha_v = \rho(D_2) - \rho(D_1)$.

espectro aumenta la probabilidad de fisión de los isótopos principales. Este componente tiene un efecto positivo de reactividad.

2. El aumento de fuga de neutrones, debido a la densidad del helio reducida, el cual tiene un efecto negativo de reactividad.

En este caso, el efecto del endurecimiento del espectro sobrepasa al efecto de la fuga neutrónica. Por otra parte, la tasa de conversión al **BOC** del modelo de referencia fue 1.07, mismo valor que el reportado en la Ref. [15]. Por lo tanto, dado el comportamiento similar de los dos modelos, se consideró validado el modelo de referencia del EM².

Tabla VI. Comparativa entre las k_{eff} de los modelos de GA y de referencia (resultados de cada dos años)

<i>Año</i>	<i>GA</i> (k_{eff})	<i>Referencia</i> ($k_{eff} \pm pcm$)	<i>Diferencia</i> (pcm)
0	1.00637	1.00639 \pm 22	2
2.0	1.01118	1.01183 \pm 21	65
4.0	1.01570	1.01678 \pm 21	108
6.0	1.01908	1.02065 \pm 22	157
8.0	1.02274	1.02310 \pm 22	36
10.0	1.02500	1.02512 \pm 21	12
12.0	1.02669	1.02602 \pm 20	67
14.0	1.02669	1.02637 \pm 21	32
16.0	1.02669	1.02629 \pm 23	40
18.0	1.02500	1.02533 \pm 22	33
20.0	1.02331	1.02349 \pm 21	18
22.0	1.02049	1.02021 \pm 21	28
24.0	1.01739	1.01589 \pm 23	150
26.0	1.01316	1.01277 \pm 22	39
28.0	1.00949	1.00810 \pm 22	139
30.0	1.00470	1.00481 \pm 21	11
32.0	1.00047	1.00154 \pm 22	107

Tabla VII. Comparativa entre coeficientes de reactividad y β_{eff} de los modelos de referencia y de GA

	BOC		MOC		EOC	
	<i>GA</i>	<i>Ref.</i>	<i>GA</i>	<i>Ref.</i>	<i>GA</i>	<i>Ref.</i>
Coeficiente Doppler [pcm/K]	-1.0900	-0.9764	-0.8330	-0.7516	-0.6110	-0.6187
Reactividad por vacío [pcm]	95.00	93.71	213.00	208.43	242.00	317.01
Fracción efectiva de neutrones retardados	0.00684	0.00696	0.00463	0.00431	0.00368	0.00369

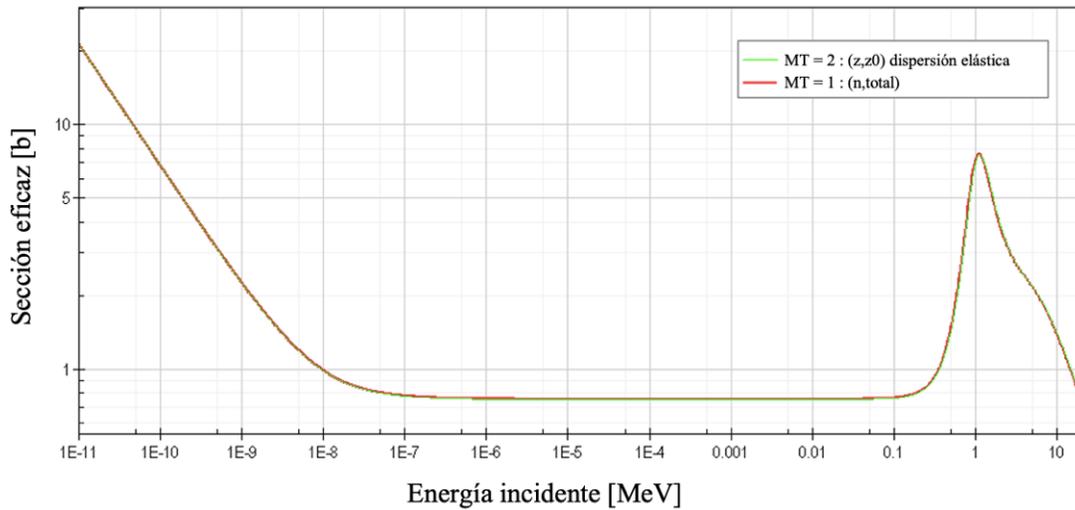


Figura 7. Sección eficaz total y elástica del ⁴He

4.2. Combustible LEU/Th

El exceso de reactividad del EM² para las dos configuraciones del núcleo con combustible LEU/Th se muestra en la Figura 8. En esta puede observarse que la configuración 1 fue menos reactiva en comparación al modelo de GA, incluso el reactor se volvió subcrítico después del año 27 del ciclo. Por el contrario, la configuración 2 fue más reactiva y el reactor se mantuvo en estado supercrítico a lo largo del ciclo, debido principalmente a la distribución del torio alrededor del LEU. Como el área de contacto entre los dos combustibles aumentó en la configuración 2, el flujo de neutrones alcanzó mayor cantidad de ²³²Th en la sección fértil, por lo que aumentaron las reacciones nucleares (fisión rápida y captura fértil). Esta adición de reactividad resultó en un pico de *k_{eff}* más alto (3.576% Δ*k*) en contraste con el valor obtenido en la configuración 1 (2.259% Δ*k*) y en el modelo de GA (~2.7% Δ*k*). Las tasas de conversión al BOC fueron 1.06 y 1.13 para la primera y segunda configuración, respectivamente.

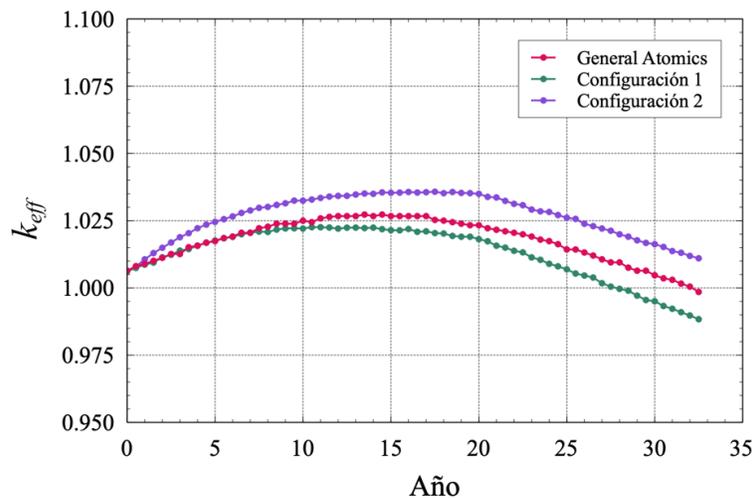


Figura 8. Evolución de la *k_{eff}* de los modelos con LEU/Th

En relación a la pérdida de reactividad de la configuración 1 respecto al modelo de GA, se debió esencialmente a que el ^{232}Th posee una sección eficaz de fisión menor que el ^{238}U . De acuerdo con el modelo de referencia, aproximadamente el 20% de las fisiones ocurrieron en el ^{238}U durante el ciclo de combustible. En cambio, al haber menos ^{238}U en la configuración 1, y en general en los modelos cargados con torio como material fértil, su tasa de fisión cayó con el tiempo, sin que la fisión rápida del ^{232}Th fuese capaz de compensar esa disminución de reactividad.

En la Figura 9 se presentan las proporciones de las tasas de fisión de los principales isótopos. Se puede apreciar que el aporte de energía del ^{232}Th fue mínimo para ambos casos. Asimismo, resalta que la tasa de fisión del ^{233}U fue más rápida en la configuración 2 y que el aporte de energía del ^{239}Pu fue menor en la configuración 1.

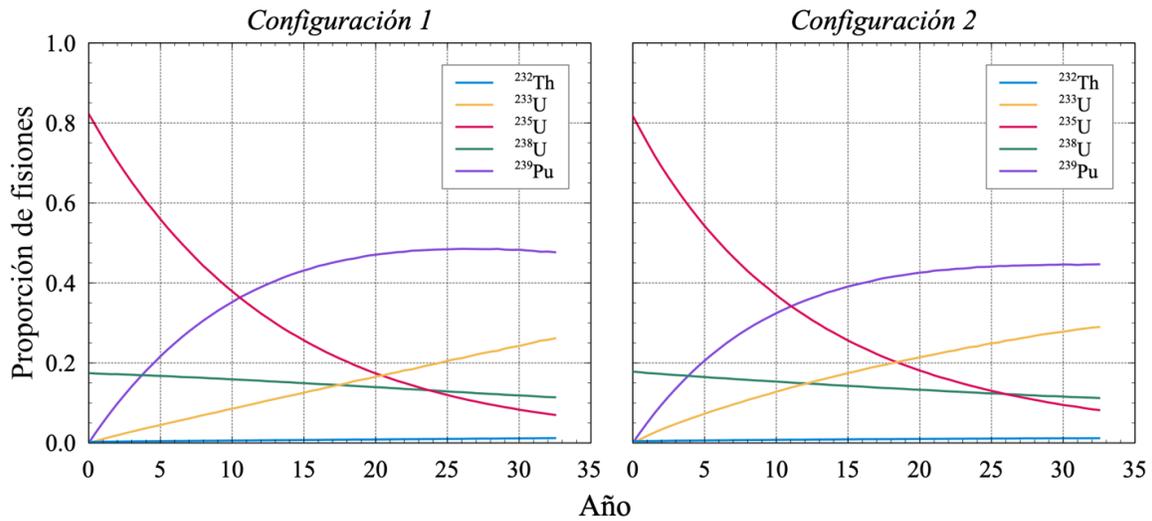


Figura 9. Contribución de fisiones de los isótopos principales para los modelos con LEU/Th

Como se mencionó previamente, la combinación de combustible LEU/Th fue clasificada como combustible de 1ª generación. Entonces, los isótopos ^{233}U , ^{235}U y ^{238}U fueron seleccionados para constituir la carga fisil inicial de los modelos con combustible U/Th. **La Tabla VIII muestra las masas** de descarga de estos isótopos para la configuración 1 y 2.

Tabla VIII. Masa de descarga en kg de los isótopos a reutilizar

	<i>Configuración 1</i>		<i>Configuración 2</i>	
	<i>Sección fisil</i>	<i>Sección fértil</i>	<i>Sección fisil</i>	<i>Sección fértil</i>
^{233}U	0.0	1077.1	0.0	1088.8
^{235}U	244.4	7.6	307.5	11.6
^{238}U	14123.7	0.0	14300.4	0.0

Con respecto a los coeficientes de reactividad (ver Tabla IX), los coeficientes Doppler fueron menos negativos conforme aumentó el quemado debido al consumo del ^{238}U . En el caso de las reactividades por vacío y β_{eff} , resultaron similares para las dos configuraciones al **BOC, MOC** y

EOC. Además, puede observarse que la sustitución del DU por el torio no afectó a las β_{eff} resultantes, pues estos resultados se asemejan a los reportados en el modelo de GA. La disminución progresiva de la β_{eff} se debe a que tanto el ²³⁹Pu como el ²³³U poseen una β_{eff} menor que las del ²³⁵U, ²³⁸U y ²³²Th. Así, conforme avanza el quemado, el núcleo se vuelve más difícil de controlar, en especial durante los transitorios inducidos por reactividad.

Tabla IX. Coeficientes de reactividad y β_{eff} de los modelos con LEU/Th

	BOC		MOC		EOC	
	C1	C2	C1	C2	C1	C2
Coeficiente Doppler [pcm/K]	-0.8912	-0.8733	-0.7290	-0.7533	-0.6633	-0.6639
Reactividad por vacío [pcm]	46.40	45.40	210.22	203.74	293.55	287.26
Fracción efectiva de neutrones retardados	0.00704	0.00704	0.00430	0.00442	0.00362	0.00368

4.3. Combustible U/Th

El exceso de reactividad del EM² para las dos configuraciones del núcleo con combustible U/Th se muestra en la Figura 10. Cabe destacar que se añadió ²³⁵U al combustible fisil para cumplir con la k_{eff} de referencia.

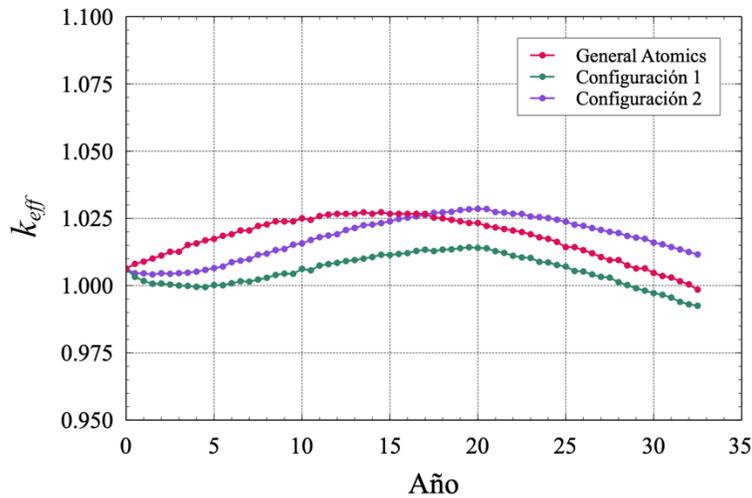


Figura 10. Evolución de la k_{eff} de los modelos con U/Th

Se puede constatar que, para ambas configuraciones, la k_{eff} disminuyó en los primeros años de quemado. Luego de alcanzar un mínimo, se añadió reactividad al sistema y la k_{eff} incrementó, alcanzando picos de exceso de reactividad de 1.425% Δk en la configuración 1 y de 2.853% Δk en la configuración 2. La tasa de conversión para cada configuración fue 1.28 y 1.37, respectivamente.

La proporción de las tasas de fisión a lo largo del ciclo de combustible de los modelos con U/Th se muestran en la Figura 11. Se puede notar que el ²³³U fue el principal proveedor de reactividad positiva al BOC. Al comenzar el quemado, la tasa de fisión del ²³³U comenzó a disminuir a causa

del agotamiento del uranio. Esta reducción en la reactividad no fue compensada por las fisiones del ^{235}U ni del ^{239}Pu en los primeros cinco años del ciclo.

Sin embargo, a medida que el ^{239}Pu fue convertido, su tasa de fisión aumentó, sustituyendo al ^{233}U como el isótopo proveedor principal de energía. Del mismo modo, la conversión del ^{232}Th en ^{233}U en la sección fértil del núcleo contrarrestó la caída de fisiones en el ^{233}U inicial. De aquí el porqué de la caída de la k_{eff} en los primeros años del ciclo. Es preciso añadir que las fisiones en el ^{238}U fueron el tercer proveedor más importante de reactividad positiva en el núcleo.

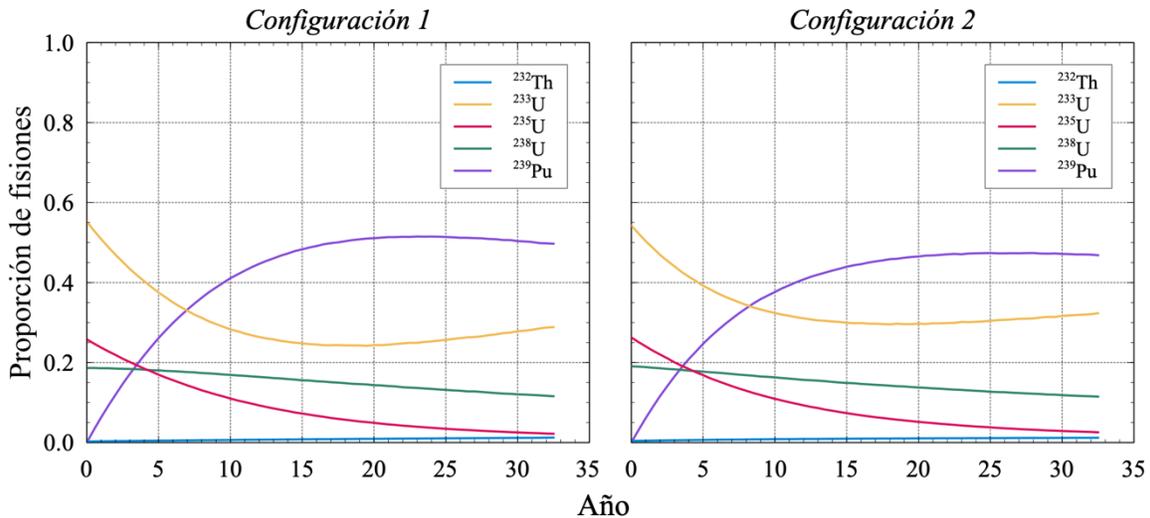


Figura 11. Contribución de fisiones de los isótopos principales para los modelos con U/Th

Los coeficientes Doppler, reactividades por vacío y de los modelos con U/Th se muestran en la Tabla X. Los coeficientes Doppler siguieron la misma tendencia que en los escenarios con LEU/Th. En cuanto a las reactividades por vacío, estas incrementaron rápidamente con el tiempo como consecuencia de la conversión del ^{239}Pu y del ^{233}U , lo que significa que el efecto positivo de las fisiones superó ampliamente el efecto negativo de la fuga de neutrones. Y con respecto a la β_{eff} , los valores calculados fueron menores que en los escenarios con LEU/Th, ya que el ^{233}U posee un β menor que el ^{235}U .

Tabla X. Coeficientes de reactividad y β_{eff} de los modelos con U/Th

	BOC		MOC		EOC	
	C1	C2	C1	C2	C1	C2
Coefficiente Doppler [pcm/K]	-1.1058	-1.1236	-0.7702	-0.7727	-0.6079	-0.6798
Reactividad por vacío [pcm]	53.30	69.09	261.92	270.40	332.43	331.51
Fración efectiva de neutrones retardados	0.00526	0.00527	0.00364	0.00391	0.00339	0.00350

Finalmente, en la Tabla XI pueden observarse las masas de descarga de los isótopos ²³³U, ²³⁵U y ²³⁸U. En comparación con los escenarios con LEU/Th, y considerando las dos zonas de combustible, la masa del ²³³U resultante fue mayor en los modelos con U/Th.

Tabla XI. Masa de descarga en kg del ²³³U, ²³⁵U y ²³⁸U

	<i>Configuración 1</i>		<i>Configuración 2</i>	
	<i>Sección fisil</i>	<i>Sección fértil</i>	<i>Sección fisil</i>	<i>Sección fértil</i>
²³³ U	49.4	1097.9	67.9	1104.2
²³⁵ U	71.2	8.3	86.5	12.49
²³⁸ U	14457.2	0.0	14650.6	0.0

4. CONCLUSIONES

El modelo de referencia del EM² desarrollado en este trabajo reprodujo los resultados reportados en las Ref. [5,15] con buena precisión. La desviación cuadrática media entre el modelo de referencia y el modelo de GA para la evolución de la *keff* fue de 81 pcm. Para conseguir un error menor, se requiere una descripción más detallada del núcleo del reactor.

En relación a los modelos con LEU/Th y U/Th como materiales combustibles, la configuración 1 como estrategia de quemado no cumplió con el requisito de duración del ciclo de operación propuesto por GA, pues el reactor se volvió subcrítico antes de los 32 años. No obstante, con la configuración 2, el reactor permaneció supercrítico a lo largo del ciclo. Esto es, en caso de implementar cualquier escenario de la configuración 2 con torio como material fértil, no será necesario adicionar reactividad positiva al sistema. En particular, la combinación U/Th es la opción más atractiva, ya que su pico de exceso de reactividad es similar al del modelo de GA.

Para todos los escenarios simulados, los coeficientes Doppler fueron negativos y las reactividades por vacío fueron positivas. En ambos casos, sus valores incrementaron con el quemado (Doppler menos negativa, reactividad por vacío más positiva). Desde el punto de vista de la seguridad, el diseño del núcleo del EM² podría mejorarse para evitar reactividades por vacío positivas, lo que facilitaría el control del reactor principalmente en caso de transitorio o de accidente. Con respecto a la β_{eff} , disminuyó con el quemado en todos los escenarios, es decir, conforme el combustible fértil era consumido y se producían isótopos físeles. Además, este parámetro no varió significativamente entre las configuraciones de quemado.

Según la masa resultante de los modelos cargados con combustible de 2^a generación, puede concluirse que una nueva flota de reactores podría ser alimentada con un combustible de 3^a generación. De esta forma, se continuaría con el ciclo de combustible cerrado contemplado para esta tecnología de reactor nuclear y, en consecuencia, con la reducción de los residuos radiactivos.

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por brindar apoyo económico a E. Morones-García para la realización de este trabajo que forma parte de su investigación de maestría.

A la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) por el apoyo a través del proyecto de investigación: *Reactores nucleares y ciclos de combustible nuclear*, y por facilitar el uso de la supercomputadora MIZTLI en el marco del proyecto LANCAD-UNAM-DGTIC-253.

REFERENCIAS

1. “Nuclear Energy for a Net Zero World”, www.iaea.org/resources/brochure/nuclear-energy-for-a-net-zero-world (2022).
2. NEA, Meeting Climate Change Targets: The Role of Nuclear Energy, OECD Publishing, Paris, Francia (2022).
3. NEA/IAEA, Uranium 2020: Resources, Production and Demand, OECD Publishing, Paris, Francia (2021).
4. Schleicher, R. W., Choi, H., & Rawls, J., “The Energy Multiplier Module: Advancing the Nuclear Fuel Cycle through Technology Innovations”, *Nuclear Technology*, 184(2), p. 169–180 (2013).
5. Choi, H., & Schleicher, R. W., “The energy multiplier module (EM²): Status of conceptual design”, *Nuclear Technology*, 200(2), p. 106–124 (2017).
6. Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., & Kaltiaisenaho, T., “The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013”, *Annals of Nuclear Energy*, 82, p. 142–150 (2015).
7. IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, IAEA, Austria (2020).
8. Lemmon, E., Bell, I., Huber, M., & McLinden, M., Thermophysical Properties of Fluid Systems en NIST Chemistry WebBook, NIST, Gaithersburg, USA (2022).
9. Choi, H., Schleicher, R. W., & Bolin, J., “Performance Analysis of Silicon Carbide Composite Clad Uranium Carbide Fuel for a Long-Life Gas-Cooled Fast Reactor Under Normal Operation—Part I: Design Criteria and Material Data”, *Nuclear Technology*, 206(7), p. 993–1009 (2020).
10. Jacobsen, G. M., Choi, H., Turso, J. A., Johnsen, A. M., Bascom, A. J., Wei, X., & Olevsky, E. A., “Fabrication and Characterization of Zirconium Silicide for Application to Gas-Cooled Fast Reactors”, *Nuclear Technology*, 208(1), p. 27–36 (2022).
11. Zhou, X., Tang, Y., Lu, Z., Zhang, J., & Liu, B., “Nuclear graphite for high temperature gas-cooled reactors”, *New Carbon Materials*, 32(3), p. 193–204 (2017).
12. Höglund, C., Birch, J., Andersen, K., Bigault, T., Buffet, J.-C., Correa, J., van Esch, P., Guerard, B., Hall-Wilton, R., Jensen, J., Khaplanov, A., Piscitelli, F., Vettier, C., Vollenberg, W., & Hultman, L., “B⁴C thin films for neutron detection”, *Journal of Applied Physics*, 111(10), p. 104908 (2012).
13. Choi, H., Choi, M., & Hon, R., “Benchmarking DRAGON/PARCS Against KRITZ and FFTF Measurements”, *Nuclear Technology*, 205(3), p. 486–505 (2019).
14. Rodriguez, P., & Sundaram, C. V., “Nuclear and materials aspects of the thorium fuel cycle”, *Journal of Nuclear Materials*, 100(1–3), p. 227–249 (1981).
15. “Status Report - EM² (GA)”, [https://aris.iaea.org/PDF/EM2\(GeneralAtomsics\)_2020.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/EM2(GeneralAtomsics)_2020.pdf) (2019).

Evaluación del Combustible Gastado al Finalizar la Operación de un BWR

José Luis Montes Tadeo, Juan José Ortiz Servín, Raúl Perusquía del Cueto, Alejandro Castillo Méndez, José Luis Hernández Martínez

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México
México CP 52750*

*jose Luis.montes@inin.gob.mx; juanjose.ortiz@inin.gob.mx; raul.perusquia@inin.gob.mx;
alejandro.castillo@inin.gob.mx; jose Luis.hernandez@inin.gob.mx;*

Resumen

En este trabajo se presentan los resultados de la simulación del estado que presenta el combustible gastado que se utiliza durante la operación de un reactor BWR asumiendo una vida útil de 60 años. La simulación se realiza mediante el sistema CMS. Se consideran dos escenarios postulados de operación, por una parte, cuando el reactor opera bajo ciclos de longitud de 18 meses, y por otra; la operación del reactor con un esquema de ciclos de longitud de 22.5 meses. Ambos esquemas de operación toman como base el seguimiento operativo de los primeros 15 ciclos de operación del reactor. A partir del ciclo 16 hasta la condición EOL se diseñan los ciclos para concluir la etapa de operación mediante ciclos de transición y finalizar la operación bajo un régimen de ciclos de equilibrio. El diseño del patrón de recarga de combustible de cada uno de los ciclos del reactor se realiza utilizando técnicas heurísticas de optimización combinatoria. Entre los parámetros empleados en el diseño de cada ciclo de operación se consideran las flexibilidades operativas del reactor, los márgenes a los límites térmicos del combustible, así como los requerimientos de generación de energía del reactor. En la estimación de los parámetros del combustible gastado, se propone una fecha de referencia para los cálculos de decaimiento del combustible. Se simula el decaimiento de cada uno de los lotes de descarga de los diferentes ciclos en los escenarios postulados. Para cada lote de descarga se estiman entre otras variables, la concentración, la actividad, y el calor de decaimiento de cada uno de los ensambles de combustible gastado. Se presentan los 10 isótopos más relevantes para cada uno de los parámetros calculados en la condición EOL del reactor. Además, se presentan las concentraciones de diferentes isótopos representativos de cada escenario de operación. Se realiza una comparación cuantitativa entre diferentes variables y parámetros del combustible gastado en ambos escenarios de operación del reactor.

1. INTRODUCCIÓN

Para realizar la estimación de los parámetros clave del combustible gastado de un reactor nuclear de potencia mediante la simulación con códigos de cómputo, además de conocer diferentes tipos de datos tanto de diseño del combustible como el reactor mismo; es necesario conocer el historial de operación bajo el cual ha sido sometido el combustible. Estas series de datos se utilizan para elaborar los modelos de simulación con base en los requerimientos de los códigos a ser

utilizados. En la realización de este trabajo, se ha utilizado el sistema CMS (del inglés, Core Management System) [1], [2] para simular el desempeño del combustible empleado durante la operación del reactor durante un período de 60 años. El sistema CMS es actualmente uno de los sistemas de simulación de reactores que representan el estado del arte en cuanto a reactores de potencia de agua ligera se refiere. Se propone contar con una evaluación de los parámetros del combustible y de esta manera contar con una caracterización inicial del combustible gastado una vez que se termina la operación de un BWR cuando su vida útil se postule que sea de dicho período de tiempo. Se han tomado en cuenta dos escenarios postulados de operación del reactor, en el primero de ellos, se asume que el reactor opera mediante ciclos con duración de 18 meses. En este escenario se han empleado 5,569 ensambles de combustible en total. Para el escenario en donde se supone que el reactor opera con ciclos de extensión de 22.5 meses, la cantidad total de ensambles que se requiere es de 5,501. En esencia, se diseñan los ciclos necesarios para alcanzar la condición EOL (del inglés, End Of Life) partiendo del estado en que se encuentra el combustible al finalizar la operación del ciclo número 15 del reactor. En ambos escenarios de operación el diseño de combustible de recarga que se utiliza para el diseño de los ciclos de operación del reactor tiene las mismas características.

Para el propósito descrito, se realizaron cálculos del decaimiento de cada uno de los lotes de descarga del combustible cuando éste se destina hacia la alberca de combustible gastado. Para el escenario de operación del reactor con ciclos de 18 meses se analizaron 40 lotes de descarga, para el otro escenario, cuando el reactor opera en ciclos de 22.5 meses; el número de lotes analizado es de 35. Se utiliza la fecha EOL como referencia para sumar las contribuciones de todos los lotes de descarga. Se analizan 357 isótopos de cada uno de los ensambles de combustible gastado.

2. METODOLOGÍA

La metodología utilizada incluye tres etapas de cálculo, a saber; a) cálculos 2D para el establecimiento de la base de los datos nucleares tanto del combustible como del reactor, b) cálculos 3D en estado estacionario del núcleo del reactor, y c) cálculos del decaimiento del combustible gastado. La relación entre estas etapas de cálculo se muestra en la Figura 1.

El objetivo de la primera de las etapas de cálculo es la formación del banco de datos nucleares que se utilizó para la simulación del tiempo total de vida considerado, el cual incluye información de 125 segmentos de combustible. La información de cada uno de estos segmentos o celdas de combustible está contenida en un archivo tipo '*.cax'. Los archivos de este tipo se generaron mediante el código CASMO5 [3]. Para realizar la formación del banco de datos, esto es; el archivo que contiene la información de los 125 segmentos de combustible se utilizó el código CMSLINK [4].

En relación a los cálculos 3D del núcleo del reactor, éstos se realizan utilizando el código SIMULATE [5]. Este código utiliza los datos de la matriz de derivaciones que genera el código CASMO de manera tal que se puedan tomar en cuenta los principales efectos espectrales de operación del reactor. Se realiza la simulación en estado estacionario de 40 ciclos para el escenario de operación con ciclos de 18 meses. Para el otro escenario, se realiza la simulación estática de 35 ciclos de operación del reactor.

Una parte importante del proceso de cálculo en tres dimensiones del núcleo del reactor, consistió en la definición de las características de cada uno de los escenarios de operación del reactor. Aquí, la parte medular es encontrar el patrón de recarga que cumpla con los requisitos de operación, es decir, los márgenes a los límites térmicos del combustible, el margen de apagado del reactor, y los requerimientos de generación de energía. Para el diseño de cada ciclo de

operación se utilizaron técnicas de optimización combinatoria [6, 7, 8]. En el diseño de los ciclos de operación se utiliza un tipo de combustible de recarga típico con arreglo 10x10 de varillas de combustible.

En la tercera etapa, para realizar los cálculos de decaimiento de cada uno de los ensambles de combustible de los diferentes lotes de descarga, se utiliza el código SNF [9]. La contribución de cada lote se hace coincidir con la fecha correspondiente a la condición EOL del reactor.

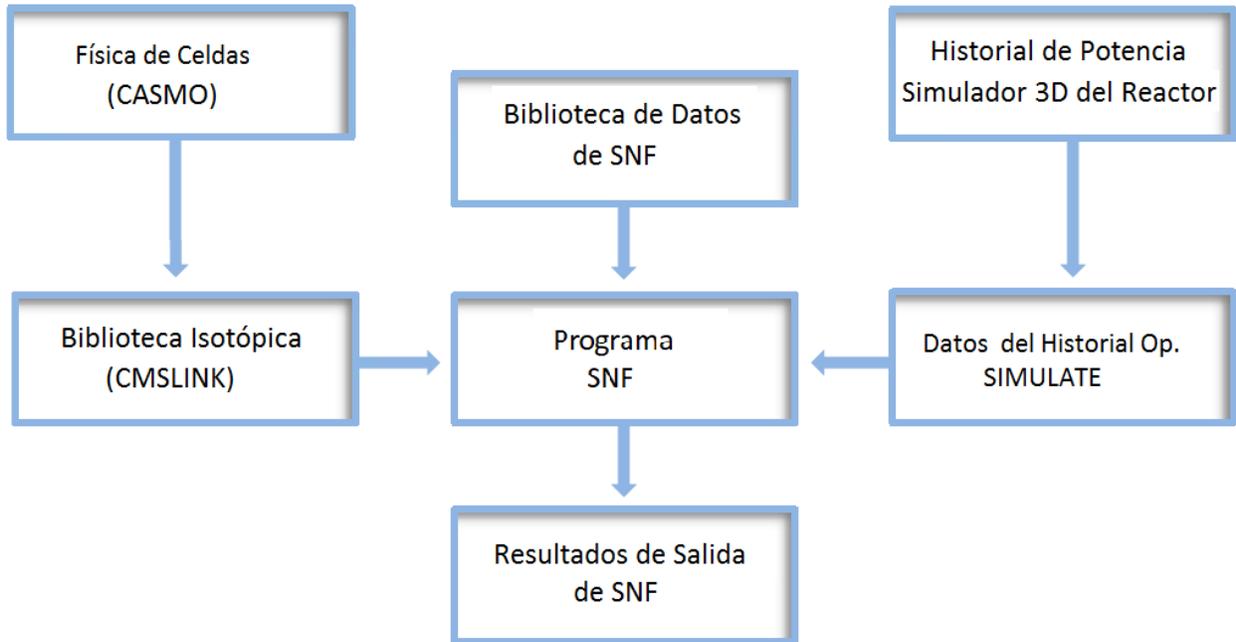


Figura 1. Metodología de cálculo

3. RESULTADOS

Se presentan los resultados obtenidos del proceso antes descrito. Se dividen en tres partes, primeramente, los resultados de los cálculos 2D del combustible, posteriormente los resultados de la simulación 3D del núcleo del reactor en estado estacionario; y finalmente los resultados de los cálculos del decaimiento de los lotes de descarga.

3.1. Resultados de los Cálculos 2D del Combustible

En las Figuras 2 y 3 se muestran casos representativos de resultados 2D del combustible nuclear utilizado en la simulación de la operación del reactor. En la Figura 2, se muestra el comportamiento del factor de multiplicación de neutrones en un medio infinito (k -infinita). Se muestra para 3 valores porcentuales de vacíos (V) y para las condiciones de presencia y ausencia de la barra de control, c/BC y s/BC respectivamente. En la Figura 3, considerando las mismas condiciones de operación del reactor, se presenta el comportamiento del factor de pico de potencia local (LPPF, del inglés Local Power Peaking Factor) de la celda de combustible. En ambos parámetros el comportamiento es con respecto al agotamiento del combustible [MWd/kg]

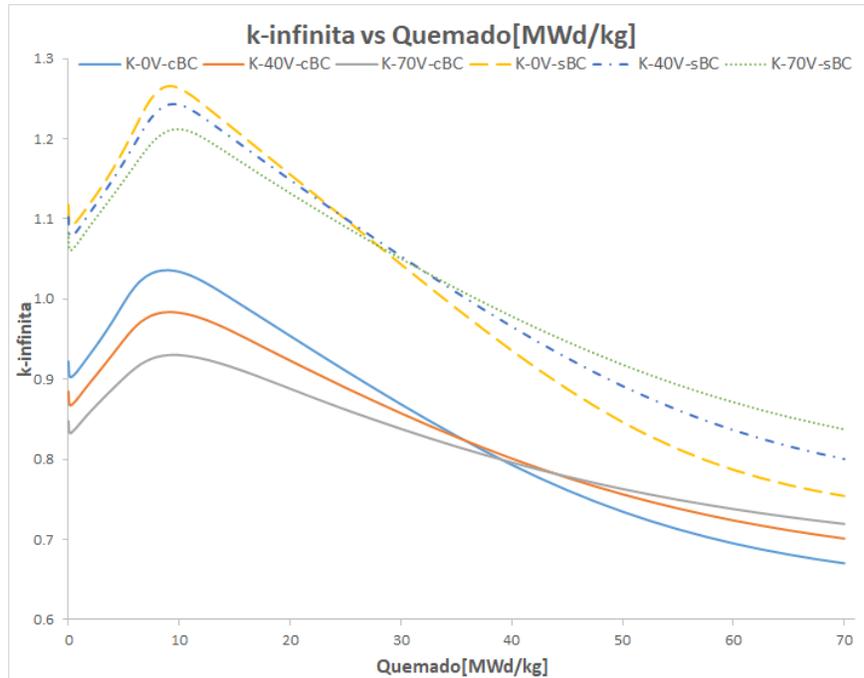


Figura 2. k_{∞} 0, 40 y 70 %V. c-s/BC

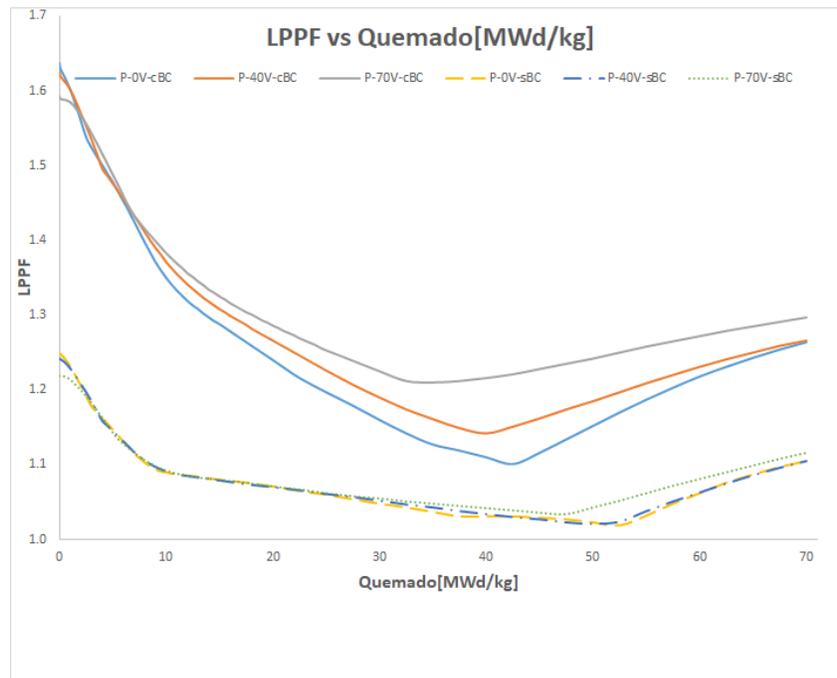


Figura 3. LPPF 0, 40 y 70 %V. c-s/BC

Los resultados de la etapa de cálculo 2D se usan como datos de entrada tanto para la simulación 3D del núcleo del reactor, como para los cálculos de decaimiento del combustible.

3.2. Resultados de los Cálculos 3D del Núcleo del Reactor

Se muestra en la Figura 4 el comportamiento del lote de descarga de cada ciclo de operación del reactor. La condición EOL del reactor se alcanza con un menor número de ciclos de operación cuando se opera con ciclos de 22.5 meses, se requieren 35 ciclos. En el escenario en donde se opera con ciclos de 18 meses se requieren 40 ciclos de operación del reactor.

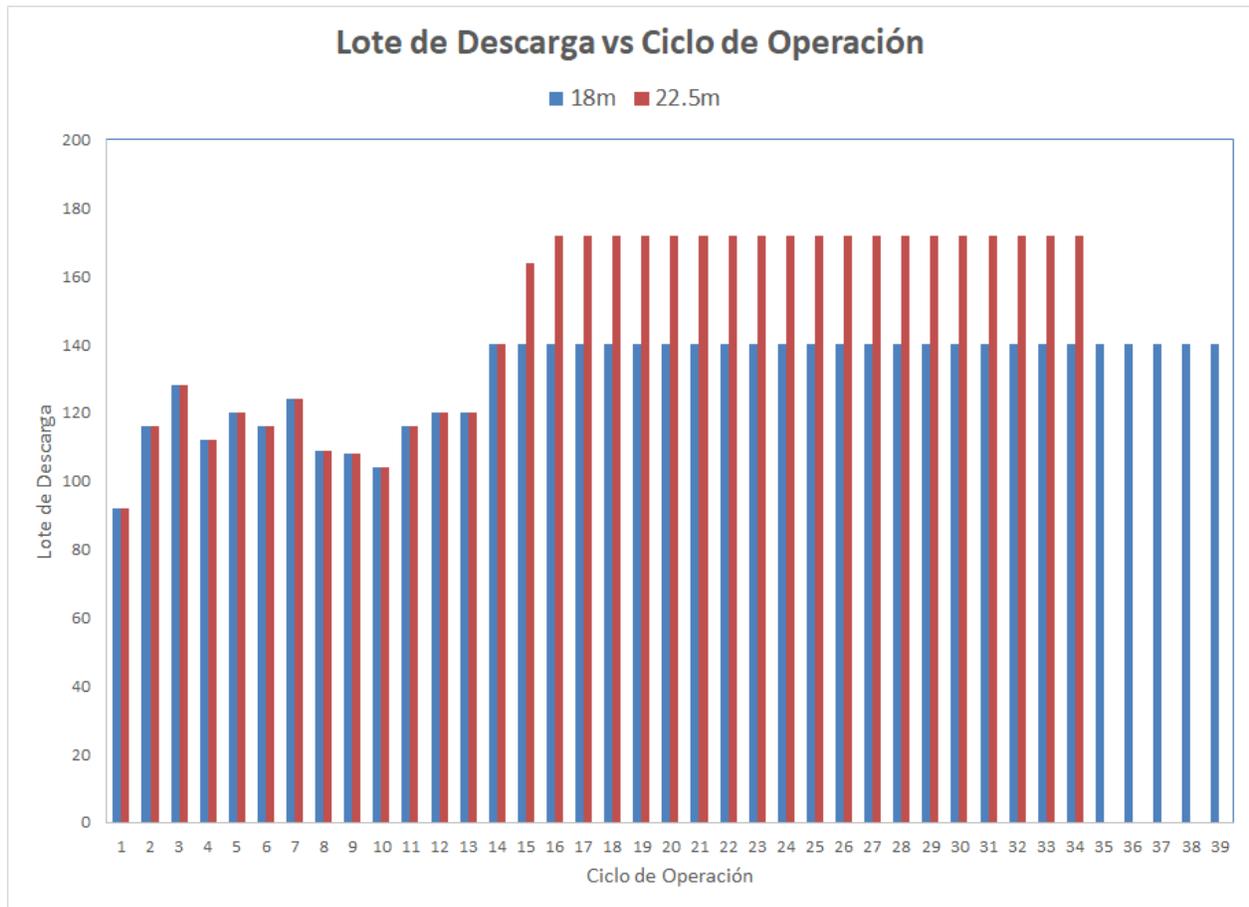


Figura 4. Tamaño del lote de descarga en función del ciclo de operación

Para generar los parámetros del historial de operación de cada uno de los ensambles de combustible se realizaron 3,096 puntos de simulación estática del reactor. Durante los primeros 15 ciclos de operación reactor los puntos de simulación corresponden al seguimiento operativo del mismo. Para alcanzar la condición EOL del reactor se realizaron diferentes puntos de simulación, a saber:

- Escenario de 18 meses: puntos intermedios asociados a los diferentes patrones de las barras de control, en 8 ciclos de transición y en 17 ciclos de equilibrio

- b) Escenario de 22.5 meses: puntos intermedios asociados a los diferentes patrones de las barras de control, en 7 ciclos de transición y en 13 ciclos de equilibrio

La Figura 5 muestra el comportamiento del factor de multiplicación efectiva de neutrones, k -efectiva; para todos los puntos de simulación de ambos escenarios estudiados.

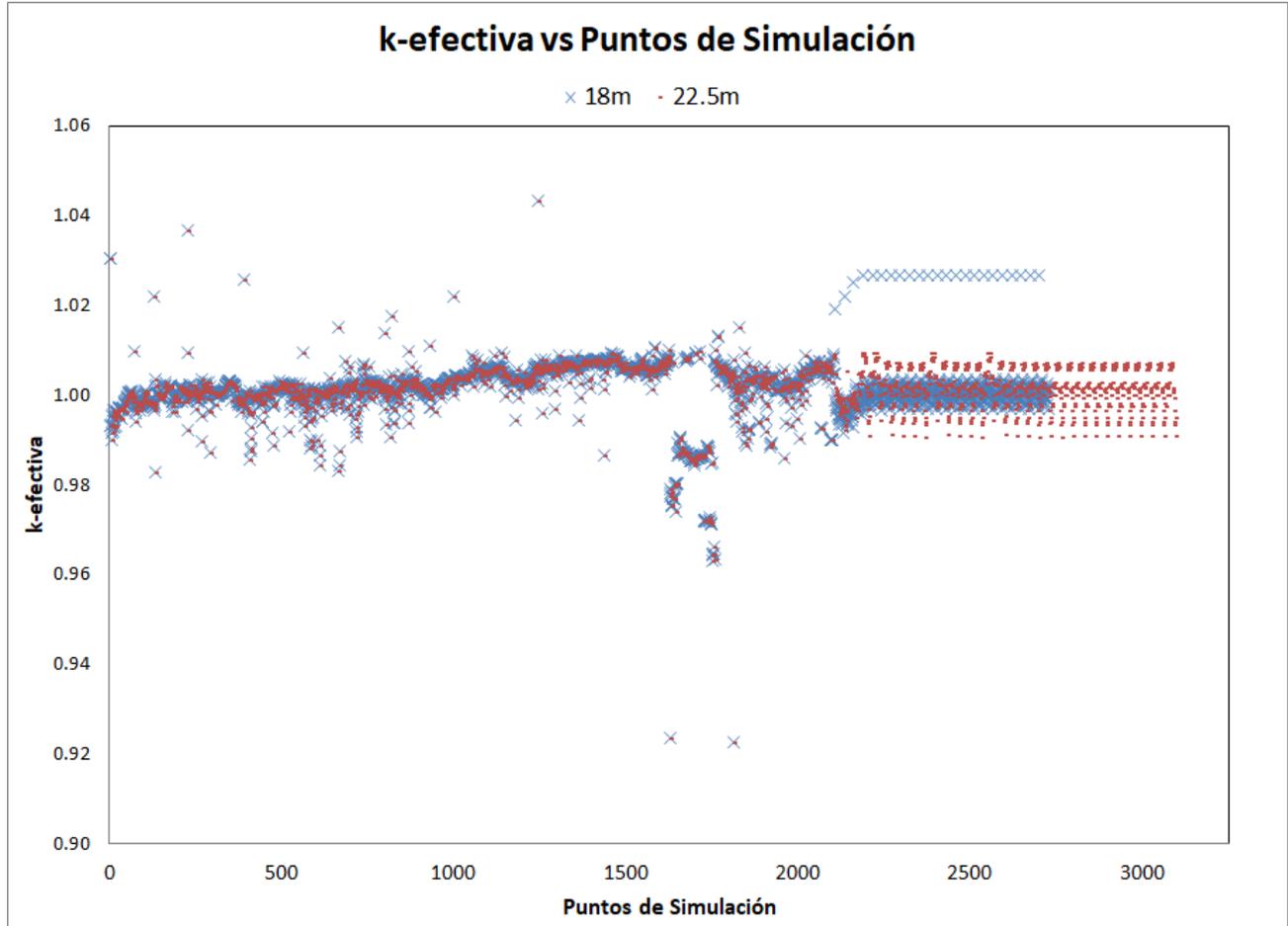


Figura 5. k -efectiva en función de los puntos de simulación

En la Figura 6 se muestra un caso representativo del desempeño de uno de los márgenes a los límites térmicos a través de un ciclo de operación. Se muestra un ciclo de transición dentro del escenario de 18 meses. La curva identificada como “18m-L” corresponde al valor límite de la generación lineal de calor limitante [W/cm], del inglés Maximum Linear Heat Generation Rate.

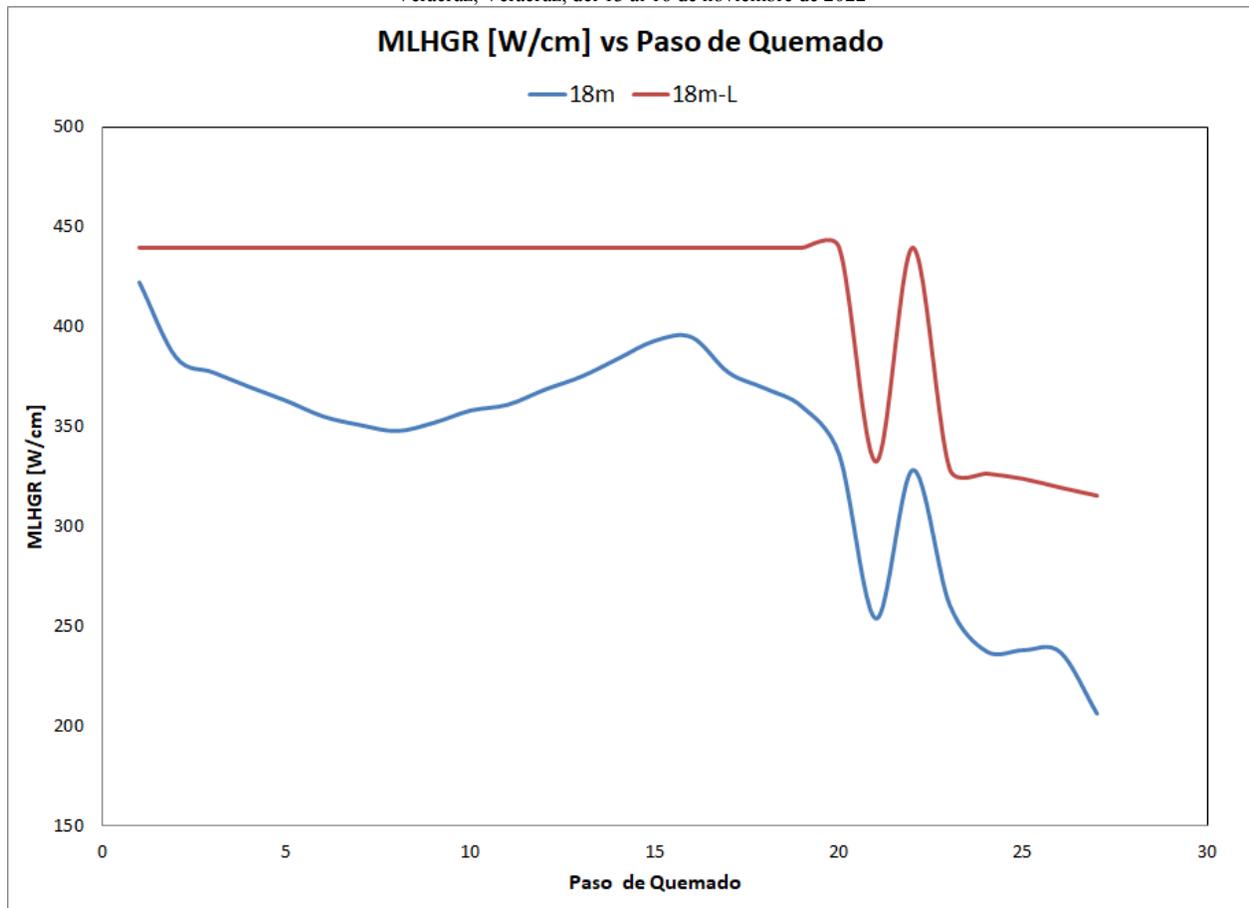


Figura 6. Comportamiento del MLHGR de un ciclo de transición

3.2. Resultados de la Simulación del Combustible Gastado

En la Figura 7 se muestra la distribución de frecuencias del quemado del combustible utilizado en cada uno de los escenarios analizados. Los valores mínimos son 10,652 [MWd/t] y 15,863 [MWd/t] para el escenario de 18 y 22.5 meses respectivamente. Los valores máximos son 60,811 [MWd/t] y 57,889 [MWd/t] para el escenario de 18 y 22.5 meses respectivamente. Los valores promedio son 42,415 [MWd/t] y 41,458 [MWd/t] para el escenario de 18 y 22.5 meses respectivamente. El quemado es un parámetro que es reportado tanto por el código SIMULATE como por el código SNF.

En la Figura 8 se muestra la distribución de la concentración de los 10 isótopos con mayor presencia en la condición EOL, cuando el reactor ha operado con el esquema de ciclos de 18 meses de longitud. La leyenda “Rest” indica la contribución de la cantidad restante de isótopos.

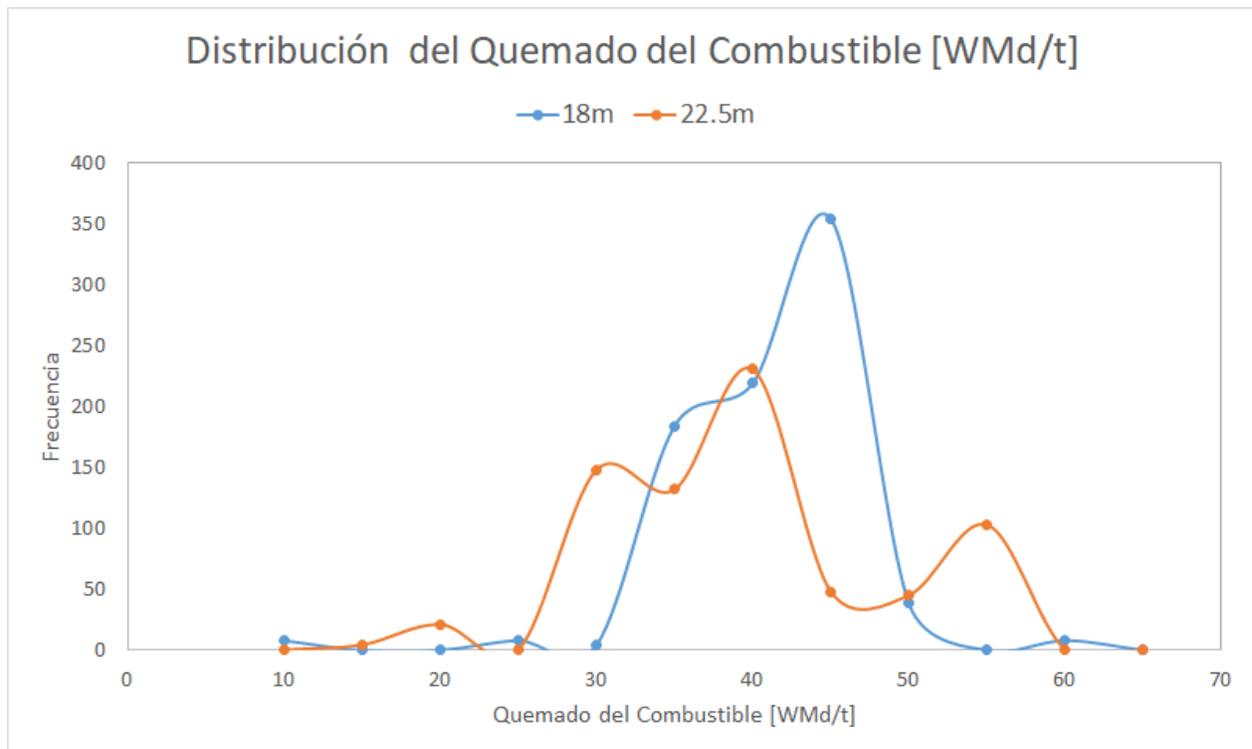


Figura 7. Distribución de frecuencia del quemado del combustible [MWd/t]

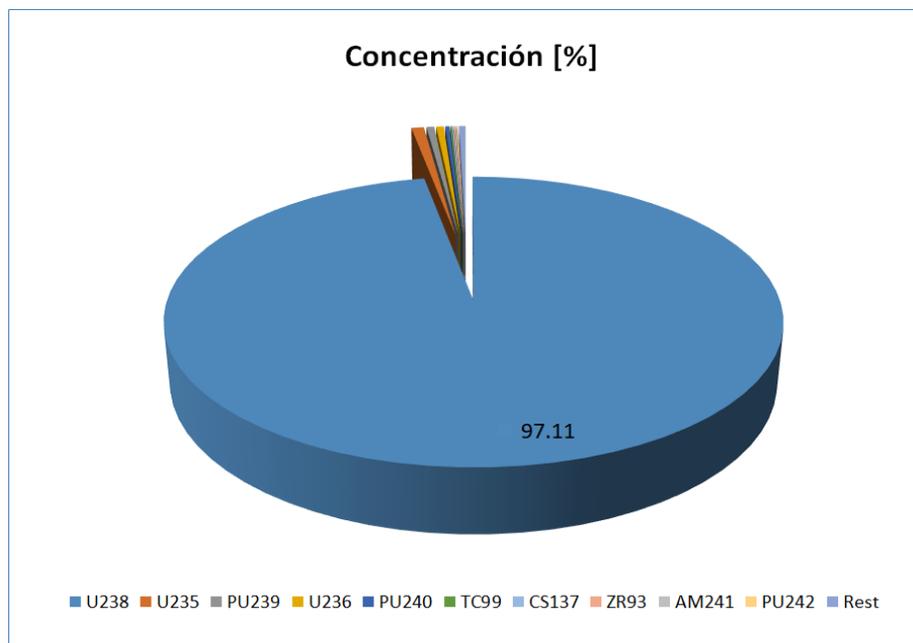


Figura 8. Composición [%] del combustible. Escenario 18m, EOL

La distribución que se muestra en la Figura 8 es muy similar a la obtenida para el escenario de 22.5 meses de operación. Una ampliación de la porción de esta distribución con menor presencia isotópica relativa, se puede observar en la Figura 9.

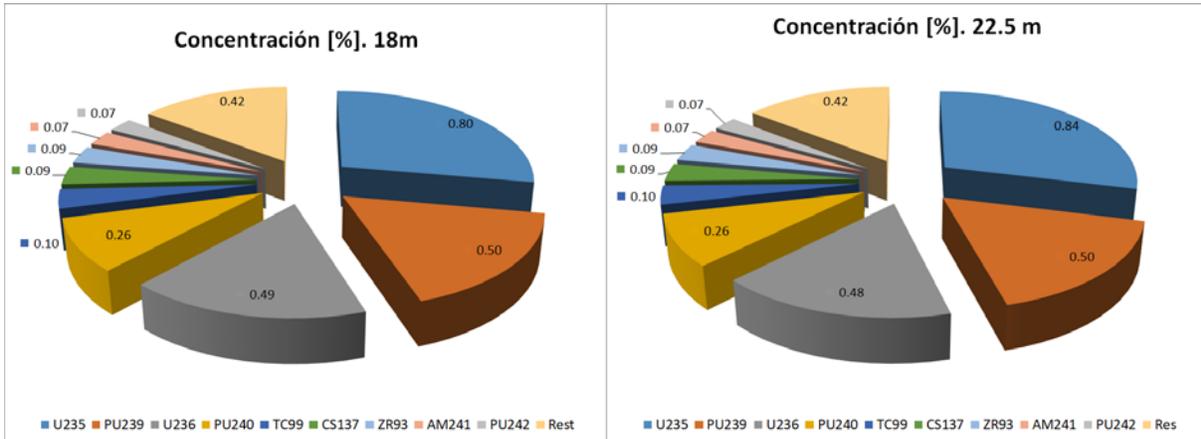


Figura 9. Composición [%] del combustible. Escenario 18m, EOL

Las contribuciones porcentuales del decaimiento radiactivo de los 10 principales isótopos del combustible gastado se pueden observar en la Figura 10. Las distribuciones de este parámetro muestran una diferencia importante. La contribución total de los 10 isótopos más relevantes para el combustible operado en el escenario de 18m es de 50.76 %. Para el otro escenario, cuando la operación del reactor termina con ciclos de 22.5 meses de duración, el valor correspondiente para el decaimiento radiactivo de los 10 isótopos más relevantes es de 29.28 %.

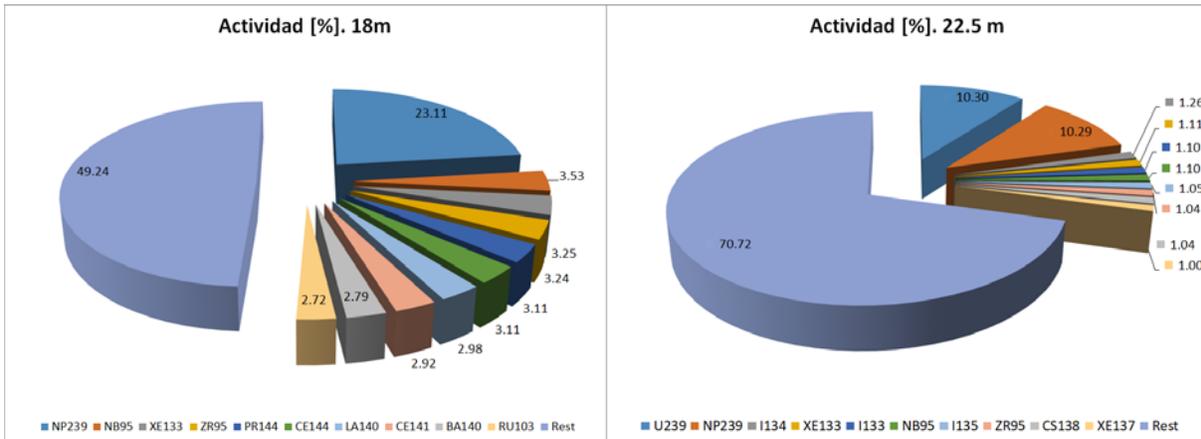


Figura 10. Actividad del combustible [%]. EOL

El calor de decaimiento total de los 357 isótopos analizados se puede observar en la Figura 11. Se pueden distinguir las contribuciones de los 10 isótopos más relevantes. En las distribuciones de este parámetro se observa, de manera similar al caso de la actividad radiactiva del combustible; una diferencia importante entre los dos escenarios analizados. Para el caso del escenario de

operación con ciclos de 18 meses de longitud, la contribución de los 10 isótopos más destacados es de 60.81 %, mientras que para el otro escenario es de 23.66 %.

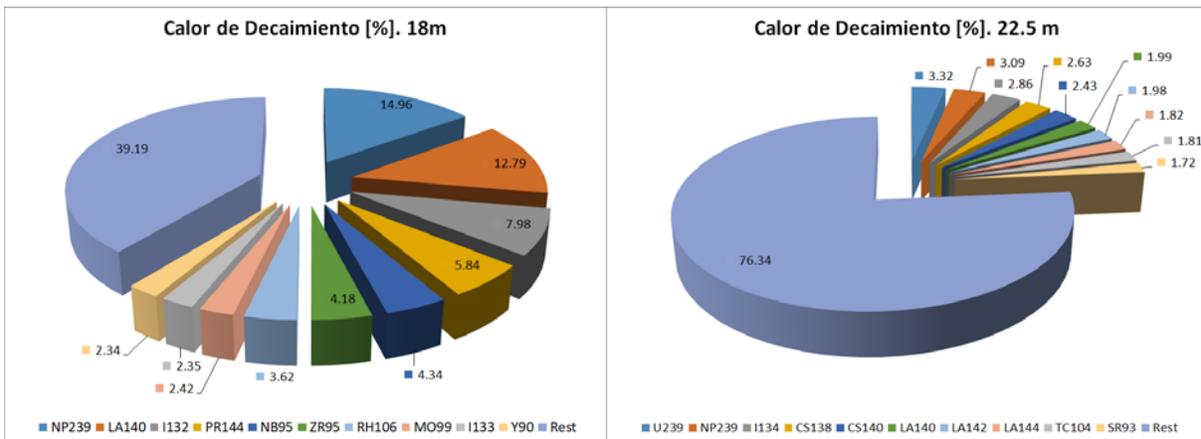


Figura 11. Calor de decaimiento del combustible [%]. EOL

4. CONCLUSIONES

Se generaron dos escenarios de operación de un reactor BWR asumiendo un período de 60 años de vida útil. Por medio del sistema CMS se realizó la simulación de la operación del reactor bajo estos dos escenarios, para los cuales la diferencia más importante es la longitud de operación de los ciclos posteriores al ciclo número 15, 18 y 22.5 meses son las longitudes de los ciclos diseñados. En ambos escenarios se alcanza la condición EOL cumpliendo con los requerimientos de seguridad y generación de energía. Sin embargo, el estado isotópico de los ensambles combustibles, utilizándose 5,569 y 5,501 para los escenarios de ciclos de 18 meses y 22.5 meses respectivamente; difiere principalmente en los parámetros de decaimiento y calor radiactivo total del combustible utilizado. Entre los dos escenarios analizados existen diferencias importantes que explican las diferencias observadas en los parámetros del combustible gastado, a saber; se requieren 68 ensambles de combustible más para el escenario de operación con ciclos de 18 meses; un 1.22% más que para el caso de la operación con ciclos de 22.5 meses, se requieren 5 ciclos de operación más con la operación de 18 meses con respecto a la operación de 22.5 meses. Adicionalmente, las distribuciones de quemado de los combustibles utilizados presentan diferencias importantes, las tendencias son distintas y el combustible para el escenario de 18 meses se quema con un exceso de 2.26 % con respecto al otro escenario analizado. Por último, ya que se usa como referencia la fecha en que se alcanza la condición EOL como base para integrar las contribuciones de cada ensamble de combustible, es importante notar que el lote de descarga del último ciclo de cada escenario presenta diferencias notables en su agotamiento.

AGRADECIMIENTOS

Los autores reconocen el apoyo del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al proyecto SN-004.

REFERENCIAS

1. Robert A. Hall. Qualification of the Studsvik Core Management System Reactor Methods for Application to North Anna and Surry Power Stations. Nuclear Analysis and Fuel Department. Richmond, Virginia. (2003)
2. Brandon P. Haugh, Joel D. Rhodes, Dave Kropaczek. Generic Application of the Studsvik Scandpower Core Management System to Pressurized Water Reactors. SSP-14-/P01-028-TR-NP. Rev. 0. (2015)
3. J. D. Rhodes, R.M. Ferrer, J. Hykes, D. Kropaczek. CASMO5. A fuel Assembly Burnup Program. User's Manual. Proprietary SSP-07/431 Rev 9. Studsvik. (2015).
4. T. Bahadir, R. M. Ferrer, J. D. Rhodes. CMSLINK5. User's Manual. SSP-10/437 Rev 5. Studsvik. (2015).
5. Studsvik Scandpower, SIMULATE5 Advanced Three-Dimensional Multigroup Reactor Analysis Code User's Manual. SSP-10/438 Rev 5, (2015).
6. Ortiz J.J., Castillo, A. “Planeación de escenarios para la extensión de la longitud de los ciclos de operación desde 18 a 24 meses utilizando el combustible de recarga GE14 con patrones de barras de control”. Informe Final Etapa 2, de la Meta 4. IT.SN/SN004-103 Rev. 0. (2021).
7. Alejandro Castillo, Juan José Ortiz, José Luis Montes, Raul Perusquía, “Fuel Loading and Control Rod Patterns Optimization in a BWR Using Tabu Search”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **34**, p. 207-212 (2005).
8. Juan José Ortiz, Alejandro Castillo, José Luis Montes, Raúl Perusquía, “A new system to fuel loading and control rod pattern optimization in Boiling Water Reactors”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. **157**, p. 236-244 (2007).
9. T. Simeonov, G. Anton, J. D. Rhodes, A. Becker. SNF User's Manual. Studsvik, SSP-11/328 REV3. (2011).

Evaluación del desempeño neutrónico de un SMR-PWR con combustible TRISO y esquemas de recarga parcial

Jesús Rosales^{a,b} y Juan-Luis François^a

^a *Universidad Nacional Autónoma de México, Facultad de Ingeniería, Departamento de Sistemas Energéticos, Paseo Cuauhnáhuac 8532, Col. Progreso, 62550 Jiutepec, Morelos, rosales.j.84@gmail.com; jlfl@fi-b.unam.mx*

Carlos García Hernández^b

^b *Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas (InSTEC), Universidad de La Habana. Ave. Salvador Allende No. 1110, Quinta de los Molinos, La Habana 10400, Cuba cgh@instec.cu*

Resumen

En este trabajo se compara el desempeño neutrónico de un Reactor Modular Pequeño de tipo PWR, que utiliza combustible TRISO, usando tres tipos de ciclos de combustible: un ciclo de un solo paso, un ciclo con una recarga parcial de la mitad de los ensambles combustibles y una recarga parcial de un tercio de los ensambles combustibles. Con la implementación de recargas parciales, se logran mayores grados de quemado en el combustible, distribuciones radiales de potencia más uniformes y una mayor duración del ciclo de combustible. Es posible aumentar la duración del ciclo de combustible en un 26 % y en un 17.5 % con una recarga parcial de un tercio y la mitad de los ensambles combustibles, respectivamente. Las distribuciones de potencia radiales alcanzan valores de los coeficientes de pico inferiores en un 5 % para el inicio del estado de equilibrio y en un 26 % para el final del propio estado, comparando el ciclo de un solo paso y el ciclo con una recarga parcial de un tercio de los ensambles combustibles. Se logra una menor acumulación de Pu-239 en el ciclo con recarga parcial de un tercio de los ensambles combustibles, comparado con las otras dos variantes. En cuanto a los demás isótopos de plutonio y actínidos menores, existe una mayor acumulación cuando se utiliza la recarga parcial del tercio de los ensambles.

1. INTRODUCCIÓN

En el campo del desarrollo y despliegue de nuevas plantas nucleares, el desarrollo de los Reactores Modulares Pequeños (SMR, por sus siglas en inglés) es una de las líneas de investigación más estudiada en la actualidad. Basados en el éxito que han tenido las grandes plantas nucleares a nivel global, los SMR ofrecen nuevas potencialidades para expandir el uso de la energía nuclear a una gama más amplia de clientes y de aplicaciones energéticas [1]. Estas centrales tienen las ventajas de las centrales convencionales como la no emisión de gases de efecto invernadero, seguridad y confiabilidad de las plantas, experiencia de operación, así como una mayor simplicidad en los diseños y tiempos de construcción relativamente cortos. Otra de las ventajas de los SMR es la competitividad del mercado, en el cual países que no podían costearse

grandes plantas nucleares, ahora tienen posibilidades en el mercado de los SMR. Los SMR que serán construidos a más corto plazo para la producción de energía son los de tipo de Agua Ligera (LWR, por sus siglas en inglés), teniendo en cuenta su experiencia de operación y su buen desempeño. Además, el licenciamiento de nuevos diseños de plantas con otros tipos de refrigerantes es un proceso que se realizará, pero mucho más lento.

Se ha estudiado el desempeño de diferentes tipos de combustibles para ser utilizados en los diseños de los SMR, dependiendo del tipo de función que realizarán (cogeneración, producción de hidrógeno, desalinización, producción de energía, etc.). Dentro de estos combustibles se encuentra el TRI-estructural ISO-tropical (TRISO), el cual originalmente fue diseñado para reactores refrigerados por gas, y ha demostrado un buen desempeño en la retención de los productos de fisión con el quemado, mientras mantiene su integridad a temperaturas superiores a los 1600 °C. El uso de este tipo de combustible en los diseños de SMR de tipo LWR ha sido estudiado con el objetivo de alcanzar grados de quemado superiores a los que se obtienen con el combustible tradicional y lograr un uso extendido del combustible [2]–[8].

Las características del núcleo de un SMR de tipo PWR, con combustible TRISO, han sido evaluadas en varios estudios, uniendo así características de diseño de los reactores de agua ligera y reactores refrigerados por gas [7], [9]–[11]. Para este núcleo han sido estudiados diferentes enriquecimientos, fracciones de empaquetamiento, materiales de empaquetamiento, diferentes tamaños de las partículas, etc. En [7] se realiza un estudio multifactorial 2ⁿ, con el objetivo de establecer una configuración del núcleo que permita alcanzar una duración del ciclo de aproximadamente cuatro años, donde las variables de estudio fueron el tamaño del núcleo de la partícula TRISO, la fracción de empaquetamiento y el enriquecimiento. Con las características del núcleo optimizadas, el reactor alcanza una duración del ciclo de 1355 días, obteniendo un quemado promedio del combustible de 65 MWd/kg. En el propio estudio, se realiza también el análisis termohidráulico del ensamble combustible donde se produce la mayor potencia, y se calcularon las distribuciones de temperaturas en las zonas más importantes, combustible, holgura, envoltura y refrigerante. Las temperaturas alcanzadas en cada una de dichas zonas están muy por debajo de los límites para la operación segura y el reactor puede trabajar sin alcanzar dichos límites hasta con una pérdida de flujo de refrigerante del 40 %. En el caso específico de este núcleo, la distribución radial de potencia no es uniforme, obteniéndose coeficientes de pico de 1.77 el cual no varía mucho con el quemado. Esta particularidad hace que el uso del combustible no esté optimizado, teniendo en cuenta que al final del ciclo, el combustible localizado cerca de la periferia presenta un quemado menor y, por tanto, poco aprovechamiento de dicho combustible.

Otra característica de los SMR es que permiten la posibilidad de ser diseñados para ciclos de un solo paso o realizando recargas parciales de un cuarto, un tercio o la mitad de los ensambles combustibles cada 12, 18 o 24 meses, respectivamente [1].

El objetivo general de este trabajo es estudiar dos tipos de recargas parciales, y comparar los resultados obtenidos en cuanto a desempeño del núcleo: uniformidad en la distribución radial de potencia, quemado alcanzado y duración del ciclo con los obtenidos en [7] donde fue realizado un ciclo de combustible de un solo paso. El trabajo está organizado de la siguiente manera: en la Sección 2 se presentan las características del núcleo en estudio, así como las características del modelo computacional desarrollado para la simulación del núcleo y del programa utilizado. En la Sección 3 se realiza el análisis de los resultados obtenidos en cada una de las variantes estudiadas

y en la Sección 4 se resumen las conclusiones más relevantes del trabajo junto con las recomendaciones para trabajos futuros.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. El Reactor

El reactor estudiado en esta investigación es un SMR de tipo PWR, de una capacidad de 25 MW de potencia térmica, que emplea combustible TRISO. El núcleo tiene una altura activa de 150 cm y un radio de 110 cm. Cuenta con 89 ensambles de combustible, dos reflectores axiales de agua de 20 cm de espesor y un reflector radial de berilio de 8 cm de espesor. El núcleo también cuenta con 45 barras de control de Hafnio, distribuidas en tres patrones diferentes para el control de la reactividad. La Tabla I muestra las principales características de diseño del núcleo y la Figura 1 muestra las vistas principales del mismo. La Figura 1a muestra el esquema del núcleo del reactor, donde se presentan los diferentes tipos de ensambles combustibles presentes en el mismo: aquellos con las tres diferentes distribuciones de las barras de control, y aquellos ensambles con combustible solamente. En la Figura 1b se muestra la sección transversal de una barra de combustible generada por SERPENT en la cual se muestra cómo se distribuyen las partículas TRISO dentro de la misma.

Tabla I. Parámetros más importantes del núcleo del SMR

Parámetro	Valor (Unidad)	Parámetro	Valor (Unidad)
Radio del pin combustible	1 cm	Temperatura de entrada/salida del refrigerante	188 °C/ 212 °C
Enriquecimiento	15 %	Número de Ensamblés	89
Fracción de empaquetamiento	30 %	Número de partículas por pin	220400
Radio exterior Kernel/Buffer/IPyC/SiC/O PyC	0.03/0.04/0.045 /0.0485/0.0535 cm	Flujo másico de refrigerante	223.71 kg/s
Densidad	10.88/1/1.9/3.2/ 1.9 g/cm ³	Material de empaquetamiento del TRISO	SiC

Para realizar las simulaciones y cálculos se utilizó el código SERPENT en su versión 2.1.27 [12]–[14]. El código está basado en los métodos probabilísticos de Monte Carlo y se considera muy adecuado para la simulación de sistemas donde el número de superficies y celdas a generar es elevado. El mismo permite cálculos de quemado, distribuciones de la liberación de energía y análisis de ciclos de combustible. El código tiene incorporadas las bibliotecas de las secciones eficaces basadas en los archivos de datos evaluados JEF-2.2, JEFF-3.1, JEFF-3.1.1, ENDF/B-VI.8, y ENDFB/B-VII, siendo la JEFF-3.1 la utilizada en esta investigación. En todos los cálculos realizados se simularon 10,000 historias por ciclo y 500 ciclos, saltando los primeros 100 ciclos con el objetivo de acumular estadística, permitiendo obtener en los resultados desviaciones típicas por debajo de las 100 pcm.

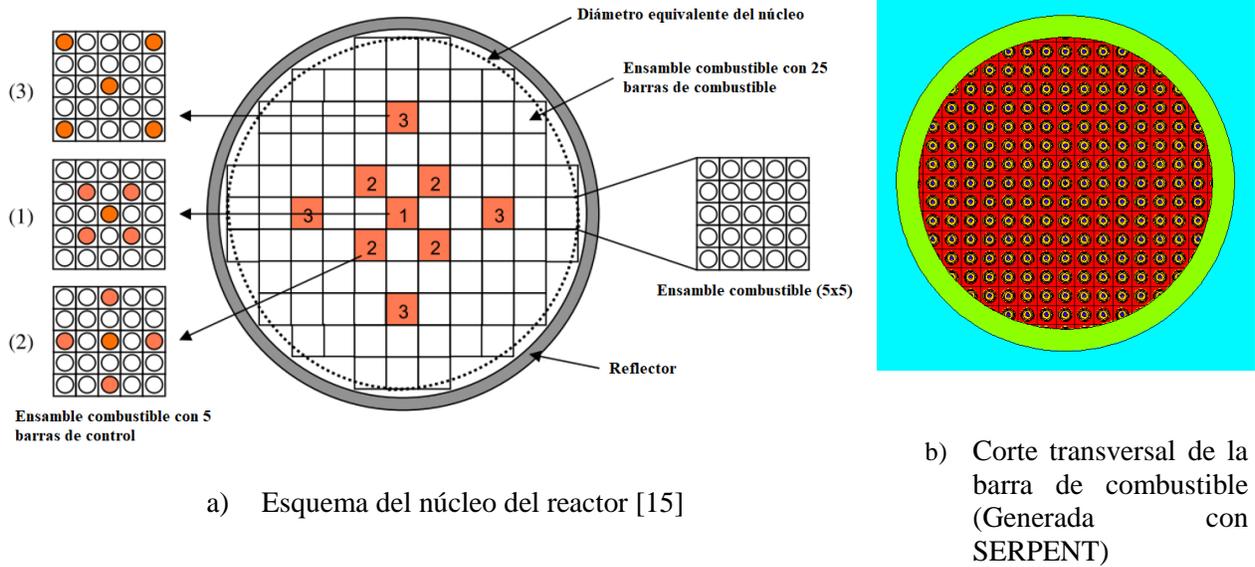


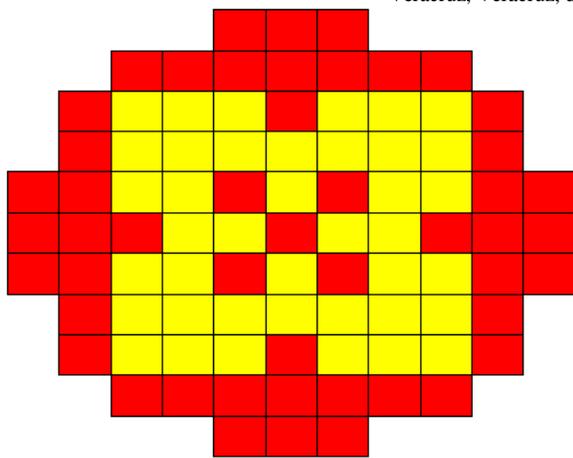
Figura 1. Vistas principales del núcleo.

2.2. Recargas Parciales

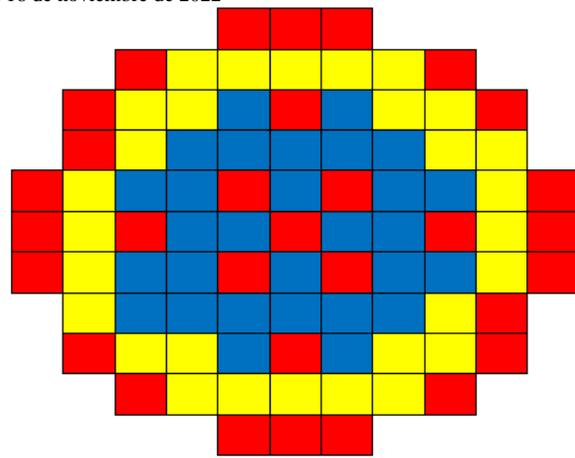
Para lograr un mejor manejo del combustible, una mejor utilización del material fisible y una distribución de la potencia radial más uniforme, se establecen dos esquemas de recarga parcial del combustible.

Recarga parcial de la mitad del combustible: La mitad de los ensamblajes combustibles (FA, por sus siglas en inglés) que componen el núcleo son recargados con combustible fresco con igual composición, teniendo un 15 % de enriquecimiento en la mezcla de UO_2 . Los FA representados con color rojo y que solo presentan barras combustibles (40) son recargados con combustible fresco y los FA que estaban en esa posición son reacomodados en la posición representada con el color amarillo (40) (Figura 2a). Los FA donde están presentes las barras de control (9) tienen una configuración diferente de las barras combustibles, por lo que estos siempre son extraídos y no son reacomodados en el núcleo nuevamente.

Recarga parcial de un tercio del combustible: El núcleo se divide en tres zonas. Al tiempo equivalente a un tercio de la duración del ciclo, los FA representados con el color azul (29), así como los nueve FA donde se encuentran las barras de control representados en rojo son extraídos. Los FA representados en amarillo (29) son reubicados en la posición que tienen los azules y los rojos de la periferia son reubicados en la posición en la cual están los FA de color amarillo. Por último, los FA representados en rojo, tanto los de la periferia, como aquellos donde se encuentran las barras de control (31), son recargados con combustible fresco (Figura 2b). Los FA donde están presentes las barras de control (9) tienen una configuración diferente de las barras combustibles, por lo que estos siempre son extraídos y no son reacomodados en el núcleo nuevamente.



a) Distribución de los FA para una recarga parcial de la mitad del combustible



b) Distribución de los FA para una recarga parcial de un tercio del combustible

Figura 2. Esquemas de recargas parciales.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1. Variación de Keff y Características del Ciclo de Combustible

La Figura 3 muestra la variación del factor efectivo de multiplicación de neutrones (K_{eff}) con el quemado del combustible para los tres ciclos de combustible estudiados. Se puede observar que con la recarga parcial del combustible los valores finales de K_{eff} en cada paso son superiores o iguales a 1.0, manteniéndose crítico durante todo el tiempo de operación. Al final del ciclo, existe una reserva de reactividad superior en la variante en la que se recarga un tercio del combustible y aunque el estudio se realiza para un tiempo igual a 1355 en los tres casos, la reserva de reactividad podría mantener el reactor en estado crítico hasta los 1429 días cuando se recarga la mitad del combustible y 1544 días cuando se realiza una recarga de un tercio. En la Tabla II se muestran las características del quemado de cada ciclo. Se puede apreciar que en las variantes sin recarga y la recarga parcial en la mitad del tiempo, el quemado promedio obtenido es similar. Cuando se realiza la recarga parcial al tercio del tiempo, el quemado promedio alcanzado por el combustible es superior en aproximadamente un 11 % respecto a las variantes anteriores.

En cuanto a la duración del ciclo, los esquemas de recarga aumentan el tiempo de operación del reactor en aproximadamente un 5 % con la recarga de la mitad de los FA y un 12 % con la recarga de un tercio del combustible. En la Figura 3 se muestra cómo varía K_{eff} con las recargas realizadas. De la figura se puede observar que, en cualquiera de los dos esquemas de recargas estudiados, cada vez que se realiza una recarga, el valor de K_{eff} obtenido es superior al obtenido para la recarga anterior. Este comportamiento está dado porque para el tiempo analizado, el combustible aún mantiene una reserva de reactividad importante cuando es extraído del núcleo. Por lo tanto, para el realizar correctamente una recarga parcial, es necesario aumentar el tiempo en el cual se realiza, y así se obtenga una composición de equilibrio que al final del estado tenga un valor de K_{eff} cercano a 1.0.

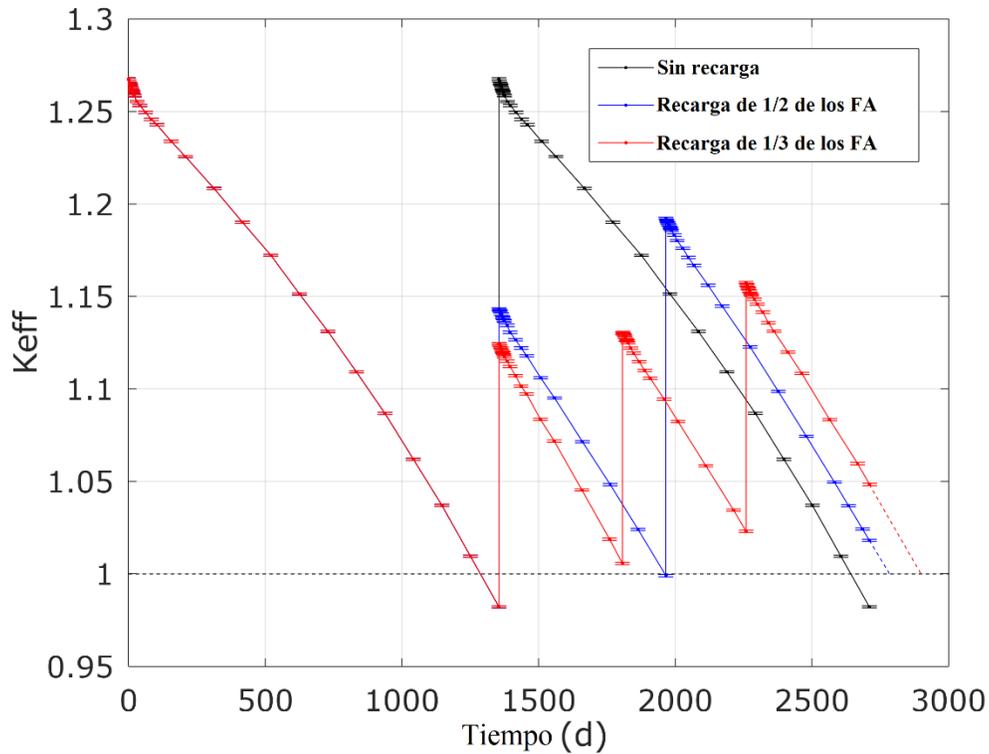


Figura 3. Variación de K_{eff} con el tiempo de operación.

Tabla II. Características del ciclo de combustible

Ciclo de combustible	Quemado promedio (MWd/kgU)	Duración del ciclo (d)
Sin recarga	65	1355
Recarga de 1/2 de los FA	66.9	1429
Recarga de 1/3 de los FA	72.59	1544

3.2. Análisis de los Ciclos de Combustible en Estado de Equilibrio

Para extender un poco más el análisis de los ciclos de combustible, en esta subsección se realiza el análisis de los ciclos de combustible cuando alcanzan el estado de equilibrio. Para alcanzar el estado de equilibrio en el ciclo de combustible con recarga parcial de la mitad de los ensamblajes combustibles fueron necesarias cuatro recargas parciales y seis en el ciclo de combustible donde se realiza la recarga parcial de un tercio de los ensamblajes combustibles.

3.2.1 Variación de K_{eff} con el tiempo de operación

La Figura 4 muestra la variación de K_{eff} con el tiempo de operación para los tres ciclos de combustible estudiados, para el estado de equilibrio del núcleo. Para la recarga parcial de la mitad de los ensamblajes combustibles, el tiempo en el cual se debe realizar la recarga es a los 821 días

aproximadamente, lo cual representa una duración del ciclo de 1643 días. En el caso de la recarga parcial de un tercio de los FA, ésta se debe realizar a los 611 días aproximadamente, lo cual representa una duración del ciclo de 1835 días. En ambos casos se logra extender considerablemente la duración del ciclo cuando se realizan recargas, comparados con el ciclo de un solo paso. Teniendo en cuenta que el tiempo que demora una recarga, desde que se realiza la parada del reactor hasta su nueva puesta en marcha es de aproximadamente 30 días como promedio, el aumento en el tiempo de operación con recargas parciales sigue siendo favorable.

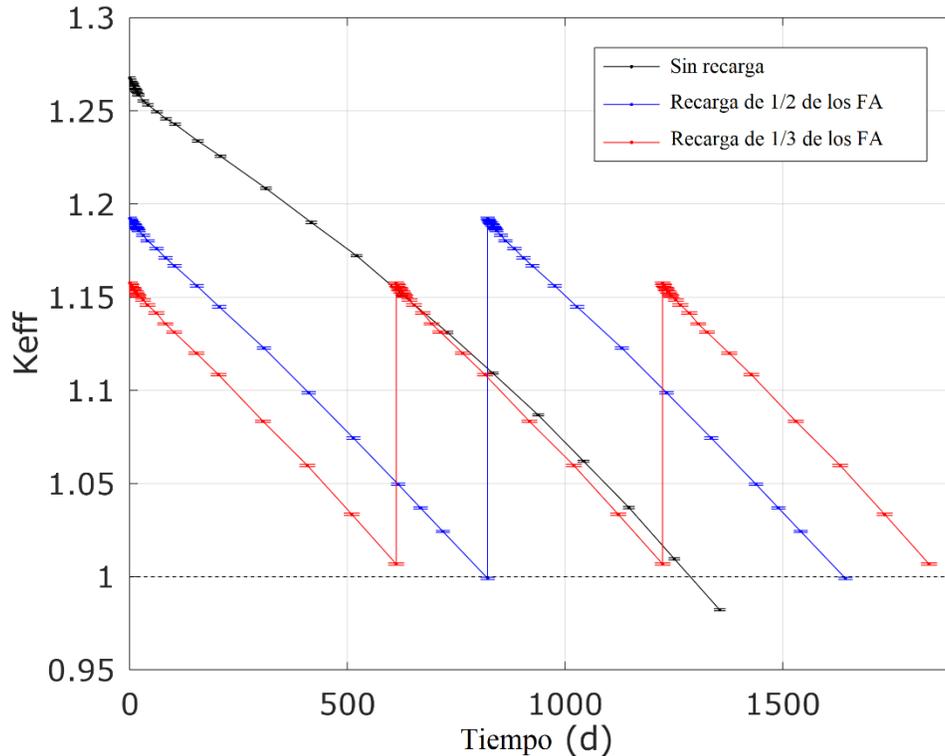
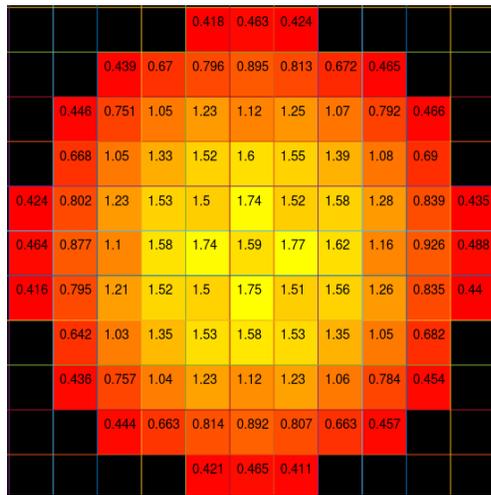


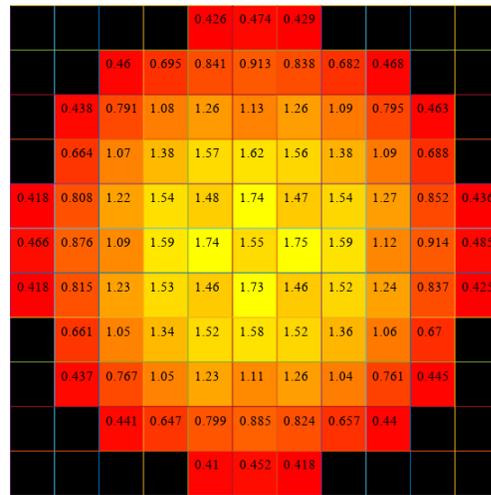
Figura 4. Variación de K_{eff} con el tiempo de operación en estado de equilibrio.

3.2.2 Distribución de potencia radial

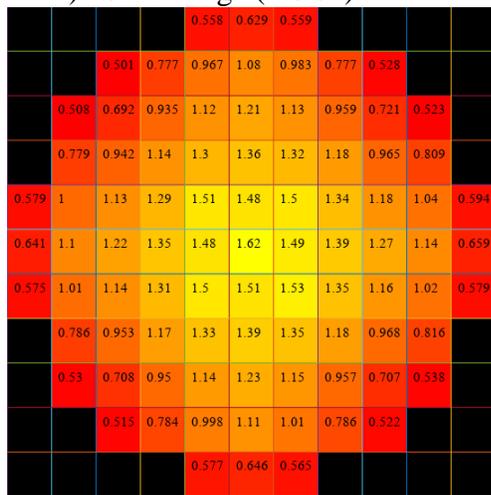
Con la realización de recargas parciales del núcleo se logra una mayor profundidad en el quemado del combustible utilizado, así como un aplanamiento en la distribución de potencia radial. En el caso particular de este reactor, el quemado que se alcanza en los FA centrales es superior al quemado que se obtiene en los que se encuentran en la periferia y, por tanto, la recarga de los ensambles centrales es imprescindible para lograr un valor de K_{eff} que permita la duración del ciclo diseñada. Por esta razón, los nueve FA en los cuales se ubican las barras de control deben ser recargados con combustible fresco. Como fue obtenido en [7], la distribución radial de potencia varía poco con el quemado del combustible, usando un ciclo de combustible sin recarga parcial (Figura 5a y 5b).



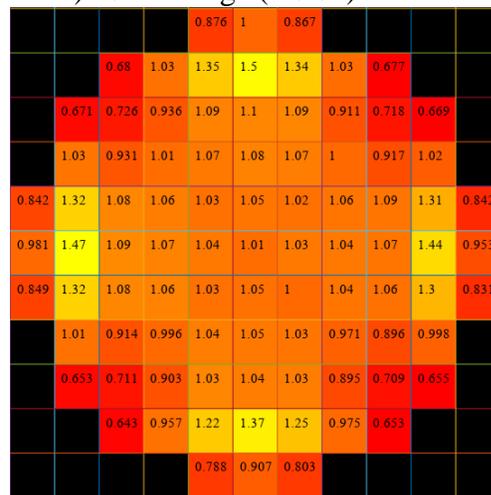
a) Sin recarga (BOCe)



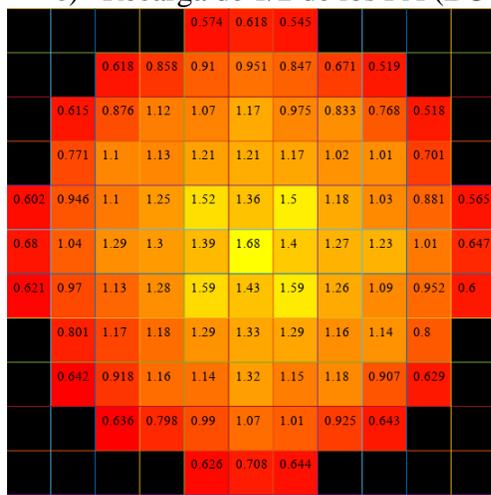
b) Sin recarga (EOCe)



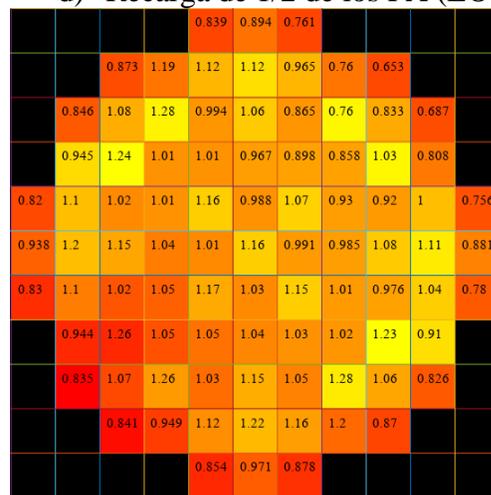
c) Recarga de 1/2 de los FA (BOCe)



d) Recarga de 1/2 de los FA (EOCe)



e) Recarga de 1/3 de los FA (BOCe)



f) Recarga de 1/3 de los FA (EOCe)

Figura 5. Distribución radial de potencia para los casos analizados, al inicio y final del estado de equilibrio.

En las Figuras 5c y 5d se muestra la distribución radial de potencia cuando se utiliza la recarga parcial de la mitad del combustible, para el estado de equilibrio. En el inicio del estado de equilibrio (BOCe), el pico de potencia obtenido se encuentra en el FA central, con un valor de 1.62, y al final del estado de equilibrio (EOCe), se observa un aplanamiento en la distribución de potencia, donde el factor de pico máximo se encuentra en los FA cercanos a la periferia (1.50). En el caso donde se recarga un tercio del combustible, en el estado BOCe los ensambles centrales son los que se recargan con combustible fresco y es por ello que los factores de pico de potencia son superiores en estos FA, con un valor máximo de 1.68. Al final del estado EOCe se logra un aplanamiento considerable, los picos máximos de potencia se desplazan hacia la zona intermedia, con un factor de pico máximo de 1.28 (Figuras 5e y 5f).

3.2.3 Quemado del combustible en estado de equilibrio.

Para evaluar la variación de la masa de los isótopos más importantes con el quemado del combustible en estado de equilibrio, nos basamos en los resultados obtenidos mediante la ecuación 1.

$$VM_{LHM}(g/kg) = \frac{(m_f^i - m_o^i)}{m_{cargada}^{U^{235}+U^{238}}} \quad (1)$$

Tabla III. Variación de las masas en función del quemado (g/kgU)

Isótopos	Ciclo de combustible		
	Sin recarga	Recarga de 1/2 de los FA	Recarga de 1/3 de los FA
U-235	-7.62E+01	-8.50E+01	-8.22E+01
U-238	-7.67E+00	-9.32E+00	-9.17E+00
Pu-239	3.59E+00	3.79E+00	3.49E+00
Pu-240	1.02E+00	1.19E+00	1.20E+00
Pu-241	2.51E-01	3.13E-01	3.28E-01
Pu-242	4.11E-02	5.85E-02	6.55E-02
Np-237	1.84E-01	2.27E-01	2.34E-01
Am-241	9.96E-03	1.28E-02	1.34E-02
Am-243	1.02E-03	1.67E-03	1.97E-03

Con el uso de la ecuación 1, se calcula la variación de la masa de un isótopo *i* en función de la masa recargada de U-235 y U-238. El signo positivo representa un incremento de la masa del isótopo estudiado, cuando se produce una recarga de combustible fresco. El valor del coeficiente representa la variación (en gramos) de la masa del isótopo por kg de combustible fresco recargado. La Tabla III muestra la variación de la masa de los isótopos más importantes: los isótopos iniciales U-235 y U-238, los isótopos del plutonio y actínidos menores Np-237, Am-241 y Am-243. Estos tres últimos son analizados debido a su gran influencia en la radiotoxicidad a corto y mediano plazo. La formación de Pu-239 es menor en la variante de la recarga parcial de un tercio de los FA, debido a que en este caso el combustible logra comenzar a quemar el Pu-239 que se ha formado, debido al mayor tiempo de permanencia en el núcleo. En las otras dos variantes, la formación de Pu-239 continúa creciendo y no se logra un equilibrio en la formación

y quemado de su masa. Similarmente ocurre con la formación de los isótopos del plutonio y los actínidos menores analizados. Su masa por kg de combustible cargado es mayor en el caso de la recarga parcial del tercio de los FA, lo cual viene dado igualmente porque el tiempo de permanencia en el núcleo es mayor, siendo mayor la probabilidad transmutar mediante la captura. La mayor variación de U-235 y U-238 se obtiene cuando se recarga la mitad de los FA, seguido de la recarga parcial de un tercio de los FA.

4. CONCLUSIONES

En el presente trabajo se realiza la comparación desde el punto de vista neutrónico del desempeño del núcleo de un SMR de tipo PWR, con combustible TRISO, utilizando tres mecanismos para el manejo del combustible. Se analizaron dos tipos de recarga parcial, en la mitad y en un tercio del tiempo de operación, recargando la mitad y un tercio del combustible, respectivamente. Con el uso de la recarga parcial, se logra incrementar el tiempo de operación con respecto al ciclo de un solo paso, además de que se logra aplanar en gran medida la distribución radial de potencia, alcanzando una mejor utilización del combustible y alcanzando grados de quemados superiores. En estado de equilibrio, la duración del ciclo aumenta en un 26% con la recarga de un tercio de los FA y en un 17.5% con la recarga de la mitad de los FA. Cuando se realiza la recarga parcial de un tercio de los FA, los factores de pico en el estado de equilibrio disminuyen en un 5 % al inicio del ciclo y en un 26.8 % al final del ciclo, comparados con los obtenidos en el ciclo de un solo paso. La producción de Pu-239 es mayor en la variante donde se recarga la mitad de los FA, siendo menor cuando se usa el otro esquema de recarga parcial. La producción de los actínidos menores es mayor en la recarga parcial de un tercio de los FA.

Como trabajo futuro se propone el estudio de la radiotoxicidad en el tiempo del combustible descargado, así como el análisis termohidráulico del ensamble combustible donde se produce la mayor potencia en el núcleo.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen a la “Universidad Nacional Autónoma de México” por la beca posdoctoral de Jesús Rosales, por el apoyo a través del proyecto de investigación “Reactores nucleares y ciclos de combustible nuclear”, y por facilitar el uso de la supercomputadora MIZTLI bajo el proyecto LANCAD-UNAM-DGTIC-253.

REFERENCIAS

- [1] D. Ingersoll and M. Carelli, *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors*, 2nd ed. Pittsburgh, 2020.
- [2] A. Talamo, “Prediction of TRISO coated particle performances for a one-pass deep burn,” *J. Nucl. Mater.*, vol. **373**, no. 1–3, pp. 407–414, 2008, doi: 10.1016/j.jnucmat.2007.07.001.
- [3] W. J. Kim, J. N. Park, M. S. Cho, and J. Y. Park, “Effect of coating temperature on properties of the SiC layer in TRISO-coated particles,” *J. Nucl. Mater.*, vol. **392**, no. 2, pp. 213–218, 2009, doi: 10.1016/j.jnucmat.2009.03.012.
- [4] IAEA, “Performance Analysis Review of Thorium TRISO Coated Particles during

- Manufacture, Irradiation and Accident Condition Heating Tests,” 2015.
- [5] L. L. Snead, T. Nozawa, Y. Katoh, T. S. Byun, S. Kondo, and D. A. Petti, “Handbook of SiC properties for fuel performance modeling,” *J. Nucl. Mater.*, vol. **371**, no. 1–3, pp. 329–377, 2007, doi: 10.1016/j.jnucmat.2007.05.016.
- [6] D. W. McEachern, W. Wu, and F. Venneri, “Performance of PyC, SiC, ZrC coatings in the geologic repository,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. **251**, pp. 102–110, 2012, doi: 10.1016/j.nucengdes.2011.10.065.
- [7] J. Rosales, J. L. François, A. Ortiz, and C. García, “Neutronic and thermohydraulic analysis of a SMR-PWR core with TRISO fuel based on a 2n multifactorial analysis,” *Nucl. Eng. Des.*, vol. **387**, no. November 2021, 2022, doi: 10.1016/j.nucengdes.2021.111599.
- [8] L. García, J. Pérez, C. García, A. Escrivá, J. Rosales, and A. Abánades, “Calculation of the packing fraction in a pebble-bed ADS and redesigning of the Transmutation Advanced Device for Sustainable Energy Applications (TADSEA),” *Nucl. Eng. Des.*, vol. **253**, pp. 142–152, 2012, doi: 10.1016/j.nucengdes.2012.07.002.
- [9] A. Khan, A. Hussain, H. Rehman, and M. Ahmad, “Progress in Nuclear Energy Neutronics analysis of a small PWR utilizing carbon coated fuel with diffusion theory code PRIDE,” *Prog. Nucl. Energy*, vol. **75**, pp. 10–14, 2014, doi: 10.1016/j.pnucene.2014.02.015.
- [10] A. Hussain and C. Xinrong, “Small PWR core design with coated particle based fuel with a novel composition,” *Prog. Nucl. Energy*, vol. **52**, no. 6, pp. 531–535, 2010, doi: 10.1016/j.pnucene.2010.02.003.
- [11] Q. Deng *et al.*, “Neutronic design and evaluation of the solid microencapsulated fuel in LWR,” *Nucl. Eng. Technol.*, vol. **54**, no. 8, pp. 3095–3105, 2022, doi: 10.1016/j.net.2022.03.020.
- [12] F. Brown, W. Martin, J. Leppänen, W. Haeck, and B. Cochet, “Reactor Physics Analysis with Monte Carlo,” *Physor 2010*, vol. 836, 2010.
- [13] J. Leppänen, “Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code,” *VTT Technical Research Centre of Finland*, 2019. <http://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main> (accessed Jun. 03, 2019).
- [14] J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, T. Kaltiainenaho, and M. Carlo, “Annals of Nuclear Energy The Serpent Monte Carlo code : Status , development and applications in 2013,” vol. **2007**, 2014, doi: 10.1016/j.anucene.2014.08.024.
- [15] A. Hussain and C. Xinrong, “Progress in Nuclear Energy Small PWR core design with coated particle based fuel with a novel composition,” *Prog. Nucl. Energy*, vol. **52**, no. 6, pp. 531–535, 2010, doi: 10.1016/j.pnucene.2010.02.003.

A Series Reversion Approach to Estimate the Relaxation Length of Neutrons.

Carlos Antonio Cruz López and Gilberto Espinosa Paredes
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana
carloscruz.aztlan@gmail.com, gepe@xanum.unam.mx

Juan Luis François Lacouture
Universidad Nacional Autónoma de México
juan.luis.francois@gmail.com

Abstract

A new methodology to estimate the Relaxation Length is discussed in the present work. Such method consists of using the Series Reversion Technique to find an adequate power series expansion, which is given in terms of the quotient between the absorption macroscopical cross section and the scattering one. In order to carry-out such task, it is necessary to build a logarithmic and transcendental equation involving the Relaxation Length. This last procedure can be developed in two different ways, using normalization properties of the homogenous equation as well as assuming certain conditions of the involved functions. Series Reversion allows to generalize the standard approach, having several advantages among which is the possibility to be included in a Computer Algebra algorithm in a straightforward way. The estimation of the Relaxation Length is very important because it has a close relationship with the mean distance traveled by neutrons before they are absorbed, and it has a fundamental role in the Neutron Diffusion Theory. Even more, this nuclear parameter has been recently used to compare new approximations as the Chebyshev Polynomials of the first and second kind, and it will be an important quantity to carry out future comparisons with other models, as the fractional ones. This work also contains a brief algorithmically discussion in addition to the mathematical description of the method, which has the purpose to develop a symbolic code to compute the coefficients of the power series expansion.

1. INTRODUCTION.

The determination of how far neutrons travel from the source until they are absorbed, is an important part of the behavior's description of such particles inside a nuclear reactor. This last problem can be addressed using the neutron flux, which allows to characterize the reaction rates that neutrons undergo in spatial and temporal terms. Using the Diffusion Theory approach, it is possible to model the decreasing in neutron flux, as an exponential function of the distance travelled from the source [1, p. 179], i.e.:

$$\phi(x) \sim \exp\left(-\frac{x}{L}\right) \quad (1)$$

where the parameter L is known as the “relaxation length”. This last name was given as an analogy with the “relaxation time”, a concept that appears in other physical and chemical phenomena, where a function decreases or damps from a perturbed state to an equilibrated one (c.f. [2, p. 513], [3, p. 19]). There is an important relationship between the relaxation length and the mean square distance (MSD) that a neutron travels before it is absorbed, which is given by [1, p. 161]:

$$L^2 = \frac{\langle r^2 \rangle}{6} = \frac{\int \phi(\vec{r}) r^2 d^3 r}{\int \phi(\vec{r}) d^3 r} \quad (2)$$

Such relationship is very important in terms of design of nuclear reactors, because the parameter L can be approximated by the following expression:

$$L = \sqrt{\frac{D}{\Sigma_a}} \quad (3)$$

where D is the diffusion coefficient, and Σ_a represents the absorption cross section. Therefore, using this approach it is possible to estimate the mean square of the travelled distance in a straightforward and direct way. Unfortunately, Eq. (3) is not valid in small neighborhoods near the source or the boundaries, because in such cases is not possible to consider a weak angular dependence, which is a crucial assumption in the development of the diffusion model [1, p. 138]. Additionally, it was found from the early stages of the development of Nuclear Reactor Theory, that the behavior of neutron flux near the source differs from the exponential one, which invalidates in such cases the relationship given in (1) [4, p. 57] [5, p. 106]. Therefore, it is necessary to develop a more general approach to describe and characterize in a complete way the parameter L . In such context, Corngold [6] and Lenonard [7] proposed a rigorous and formal mathematical treatment of the relaxation length, which overcome the mentioned difficulties. They considered, in first place, the following transcendental equation:

$$F_i(v) = \frac{1}{2k_i v} \ln \frac{\Sigma_s + k_i}{\Sigma_s - k_i} \int_0^\infty \Sigma_s(v, v') v' F_i(v') dv' \quad (4)$$

where v denotes the neutron’s velocity, Σ_s represents the macroscopical scattering cross section, and $F_i(v)$ are eigenfunctions related to the neutron flux. The existence of the diffusion length is guaranteed if, for a set of numbers $0 < k_0 < k_1 < \dots$, with k_i bounded, the corresponding functions $F_i(v)$ exist. In such case, it follows that:

$$L = \frac{1}{k_0} \quad (5)$$

The last theorem is very useful, because it proves the existence and provides a method to compute the relaxation length which, essentially, is reduced to solve a transcendental equation. Considering some assumptions, it is possible to simplify Eq. (4), reducing it to the following equation [1, p. 228] [8, p. 130]:

$$1 - \frac{\Sigma_s L}{2} \ln \left(\frac{\Sigma_t L + 1}{\Sigma_t L - 1} \right) = 0, \quad (6)$$

where Σ_t represents the total macroscopical cross section. Clearly, for a particular case, the relations given in (6) can be solved using numerical methods. Nevertheless, it is very useful to develop analytical expansions for them, in order to analyze their tendencies and comparing with other parameters. Using expansion series, it is possible to show that:

$$L = \frac{1}{\sqrt{3\Sigma_t\Sigma_a}} \left[1 + \frac{2}{5} \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right) + O \left(\left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right)^2 \right) \right], \quad (7)$$

The expression given in (7) are useful in several cases, even when they contain only few terms in their expansion series, and during several decades were used to carry-out practical calculations. Nevertheless, there is a new and recent interest in the evaluation of such expression, which is related to two different branches of nuclear engineering where it is necessary to have more explicit and developed expressions. Firstly, in Neutron Transport Theory, the diffusion length has been recently used to analyze the convenience of using the Chebyshev Polynomials, instead of the Spherical Harmonic approach, for expanding the neutron angular flux. Essentially, the diffusion length is used as a mean of comparison between these two methods [9]. On the other hand, with the development of fractional models of Diffusion Theory, it is necessary to review and justify some theoretical aspects, being one of them the definition and calculation of relaxation length, with the purpose to provide its fractional version.

Motivated by these last aspects, the present work proposes a new, general and formal method to solve the transcendental equation given in (6). Such procedure is divided in two parts: in the first one, a new way to build the transcendental equation is proposed, where is not necessary to use the normalized condition that is commonly used. Afterwards, a non-recursive methodology is developed to solve such transcendental equation, which uses the Series Reversion technique. The developed methodology is very convenient, because it can be implemented in a computer algebra code, which will be useful in future works related with fractional calculus. Additionally, a review of the different methodologies to build the transcendental equation is provided, as well as an analysis of a recursive method provided by K. M. Case. This last discussion is an important contribution because there are several steps on the series manipulation that are omitted in the Case's work, which are not obvious. Finally, some preliminary results are presented, where a set of coefficients are computed and a brief discussion of a future work is provided.

The structure of the present work is as follows: Section 2 contains a discussion of the methodology used to build the transcendental equation, where a new procedure is proposed to carry out such task. Section 3 provides a detailed analysis of the recursion method provided by K. M. Case. Section 4 contains a new methodology to find the series expansion given in (7), for an arbitrary number of terms, and using the Series Reversion Technique. Section 5 contains the Conclusions.

2. DEVELOPMENT OF THE TRANSCENDENTAL EQUATION

2.1 Methodologies.

As it was discussed in the last section, a fundamental step in the calculation of the relaxation length

consists of building the transcendental equation from which such parameter is obtained. This task can be carried in four different ways, a first one using vectorial calculus, other one applying the Fourier transform, another one using differential equations, and a last one using Legendre moments.

2.1.1 Taylor expansion series method.

The first method is the most difficult to formalize, because it requires using some results related to the invariant rotation property, as well as some relationships for the differential operators in higher-dimensions. For these reasons, only the main steps are described in the present subsection, but a more detailed discussion can be found in the Davison's book [4, p. 51]. As a first step, it is necessary to consider the following relationship:

$$\phi(\vec{r}) = \frac{\Sigma_s}{4\pi} \iiint_{\text{all space}} \phi(\vec{r}') \frac{\exp(-\Sigma_t |\vec{r} - \vec{r}'|)}{|\vec{r} - \vec{r}'|} dV', \quad (8)$$

which is the integral form of the Boltzmann Equation that considers a homogeneous source-free medium, with an infinite extension [4, p.22]. The following step consists of using the Taylor expansion of $\phi(\vec{r}')$ around \vec{r} [10, p. 179], which after a convenient notation and simplification can be written as:

$$\phi(\vec{r}') = \phi(\vec{r}) + \left((r - \vec{r}) \cdot \vec{\nabla} \right) \phi(\vec{r}) + \frac{\left((r - \vec{r}) \cdot \vec{\nabla} \right)^2}{2} \phi(\vec{r}) + \dots \quad (9)$$

where $\vec{\nabla}$ denotes the operator Del, which is defined for the case of \mathbf{R}^3 as:

$$\nabla = \hat{i} \frac{\partial}{\partial x} + \hat{j} \frac{\partial}{\partial y} + \hat{k} \frac{\partial}{\partial z} \quad (10)$$

Finally, it is necessary replacing Eq. (9) in Eq. (8), carrying out the integral as well as imposing some conditions related to invariant rotation property that was mentioned before, after which the transcendental equation given in (6) is obtained [4, p. 51].

2.1.2 Fourier transform method.

The second approach is the least intuitive, but it is the most direct and general one. Firstly, it is necessary to set the following integral equation in terms of the 3-dimensional Fourier transform $\mathcal{F}\{\cdot\}$:

$$\mathcal{F}\{\phi(\vec{r})\} = \Phi(\vec{p}) \quad (11)$$

for a multivariable scalar function Φ defined in the \vec{p} space. Using the Inverse Theorem [11, p. 340-343], the last relationship can be written as:

$$\phi(\vec{r}) = \mathcal{F}^{-1}\{\Phi(\vec{p})\} = \underbrace{\iiint_{\text{all } \vec{p} \text{ space}} \Phi(\vec{p}) \exp(2\pi i \vec{r} \cdot \vec{p}) dV_{\vec{p}}}_{\text{Integral representation of } \mathcal{F}^{-1}\{\cdot\}} \quad (12)$$

where \mathcal{F}^{-1} denotes the Inverse Fourier Transform. The main goal in this approach consists of building the transcendental equation inside the integrals. For such task it is necessary to consider the following result [4, p. 51]:

$$\begin{aligned} \frac{\Sigma_t}{4\pi} \iiint_{\text{all space}} \frac{\exp(-\Sigma_t |\vec{r}| - 2\pi i \vec{p} \cdot \vec{r})}{|\vec{r}|^2} dV &= \frac{\Sigma_t}{4\pi} \iiint_{\text{all space}} \frac{\exp(-\Sigma_t |\vec{r}|)}{|\vec{r}|^2} \underbrace{\exp(-2\pi i \vec{r} \cdot \vec{p})}_{\text{Definition of } \mathcal{F}\left\{\frac{\exp(-\Sigma_t |\vec{r}|)}{|\vec{r}|^2}\right\}} dV \\ &= \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}| \end{aligned} \quad (13)$$

which can be proved carrying out the integral. Since the first two parts of Eq. (13) are Fourier transforms, it follows that:

$$\mathcal{F}^{-1}\left\{\frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}|\right\} = \frac{\Sigma_t \exp(-\Sigma_t |\vec{r}|)}{4\pi |\vec{r}|^2} = g(\vec{r}) \quad (14)$$

where the notation $g(\vec{r})$ has been introduced only for convenience. Using Eq. (14), it is possible to rewrite Eq. (8) as a convolution, i.e.:

$$\begin{aligned} \phi(\vec{r}) &= \frac{\Sigma_t}{4\pi} \iiint_{\text{all space}} \phi(\vec{r}') \frac{\exp(-\Sigma_t |\vec{r} - \vec{r}'|)}{|\vec{r} - \vec{r}'|} dV' = \iiint_{\text{all space}} \phi(\vec{r}') g(\vec{r} - \vec{r}') dV' \\ &= \phi(\vec{r}') * g(\vec{r} - \vec{r}') \end{aligned} \quad (15)$$

Applying the Convolution Theorem [11, p. 340-343], and using (11) and (14) it follows that:

$$\begin{aligned} \phi(\vec{r}) &= \phi(\vec{r}') * g(\vec{r} - \vec{r}') = \mathcal{F}^{-1}\{\mathcal{F}\{\phi(\vec{r}')\} \mathcal{F}\{g(\vec{r}')\}\} \\ &= \mathcal{F}^{-1}\left\{\Phi(\vec{p}) \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}|\right\} \end{aligned} \quad (16)$$

Since Eq. (16) and Eq. (12) are the same, it follows that:

$$\mathcal{F}^{-1}\{\Phi(\vec{p})\} = \mathcal{F}^{-1}\left\{\Phi(\vec{p}) \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}|\right\} \quad (17)$$

Using the linearity property of the Inverse Fourier Transform, it follows that:

$$\begin{aligned} & \mathcal{F}^{-1}\{\Phi(\vec{p})\} - \mathcal{F}^{-1}\left\{\Phi(\vec{p}) \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}|\right\} \\ &= \mathcal{F}^{-1}\left\{\{\Phi(\vec{p})\} \left(1 - \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}|\right)\right\} = 0 \end{aligned} \tag{18}$$

Assuming nontrivial solutions to the last equation, it follows that:

$$1 - \frac{\Sigma_t}{|\vec{p}|} \arctan \Sigma_t |\vec{p}| = 0 \tag{19}$$

which, under proper considerations can be show be the same transcendental equation that the one given in (6) [4, p. 53]. It is worth mentioning that there are two minor mistakes in the discussion that Davison and Skypes developed in their book. They interchange the formal definition of the Fourier transform as well as its inverse. Nevertheless, their method is valid and it can be corrected in a straightforward way as it has been done here.

2.1.3 Legendre expansion transform method.

In 1965, Inönü and Usseli proposed a general method to build and solve the transcendental equation given in (6), which provides an explicit expression in terms of power series in the following form:

$$\frac{1}{L^2} = \Sigma_t \sum_{m=1}^{\infty} \alpha_m \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t}\right)^m \tag{20}$$

where the coefficients α_m depends only on the first m Legendre moments of the scattering probability [12]. A complete description of such procedure is beyond the scope of the present work, nevertheless its main idea will be discussed, because it is related with the method that is developed here. The Legendre expansion method starts considering the following integral equation [12, p. 2]:

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \psi(x, \mu) + \psi(x, \mu) = \frac{\Sigma_s}{2\Sigma_t} \sum_{m=0}^N (2m + 1) P_e \psi_m(x) P_m(\mu) \tag{21}$$

where μ represents the cosine of the angle with respect to the x -axis, $\psi(x, \mu)$ denotes the neutron density as a function of the position and the coordinate direction $\Omega_x = \mu$, $P_m(\mu)$ is the Legendre polynomial of degree m [13, p.716], and:

$$P_e = 2\pi \int_{-1}^{+1} P_m(\mu) \varphi(\mu) d\mu, \quad \psi_m(x) = \int_{-1}^{+1} \psi(x, \mu) P_m(\mu) d\mu. \tag{22}$$

On the other hand, $\varphi(\vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = \varphi(\mu)$ represents the probability of scattering from the direction $\vec{\Omega}'$ into direction $\vec{\Omega}$, which is described in terms of μ . The parameter N is related with the approximation for the Legendre expansion that is used. It is worth mentioning that Eq. (21) contains

a factor given by $\Sigma_t = 1 \text{ cm}^{-1}$, which is omitted to simplify the problem and it is justified by Case and Zweifel [14, p. 39], who show that using such assumption is equivalent to the general case. Once the integral equation (21) is set, the next step is assuming that $\psi(x, \mu)$ can be expressed as a product of independent functions, written in terms of separation of variables, i.e.

$$\psi(x, \mu) = \chi(\mu) \exp\left(-\frac{x}{l}\right), \quad (23)$$

where l is a parameter that will be equal to L . It is worth mention that Eq. (23) is not an approximation, because it can be formally proved using translational invariance as it was showed by Case and Zweifel [14, p. 59]. Replacing Eq. (23) in Eq. (21), it follows that:

$$\chi(\mu) \left(1 - \frac{\mu}{l}\right) = \frac{\Sigma_s}{2\Sigma_t} \sum_{m=0}^N (2m+1) P_e P_m(\mu) \overbrace{\int_{-1}^{+1} \chi(\mu) P_m(\mu) d\mu}^{\bar{\chi}_m} \quad (24)$$

$$\downarrow$$

$$\chi(\mu) \left(1 - \frac{\mu}{l}\right) = \frac{\Sigma_s}{2\Sigma_t} \sum_{m=0}^N (2m+1) P_e P_m(\mu) \bar{\chi}_m$$

And from this last equation it is possible to build the following system of parametric equations:

$$(2m+1) \left(1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} P_e\right) \bar{\chi}_m - lm\bar{\chi}_{m-1} - l(m+1)\bar{\chi}_{m+1} = 0 \quad (25)$$

which constitute the main equation from which the transcendental relationship given in (6) can be built in a justified and formalized way.

2.1.4 The differential equations approach.

There is an elementary method in which the transcendental relationship can be built, which uses theory of differential equations as well as a condition of normalization. Its starting point is the following equation:

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \psi(x, \mu) + \Sigma_t \psi(x, \mu) = \frac{\Sigma_s}{2} \int_{-1}^{+1} \psi(x, \mu') d\mu' \quad (26)$$

which is a more general relationship in comparison with the one given in (21). It is worth mentioning that Eq. (26) has a very important role in the Neutron Transport Theory, because analytical solutions can be obtained from it, as it was showed by Case in one of his most famous papers [15]. As in the past method, separation of variables can be used in (26), after which the following expression is obtained:

$$\left(\Sigma_t - \frac{\mu}{l}\right) \chi(\mu) = \frac{\Sigma_s}{2} \int_{-1}^{+1} \chi(\mu') d\mu' \quad (27)$$

Now, it is necessary to use the following normalization relationship:

$$\int_{-1}^{+1} \chi(\mu') d\mu' = 1 \tag{28}$$

which, according to Case and Zweifel, is justified due to the homogeneity of Eq. (27) [14, p. 59]. Therefore, it follows that:

$$\chi(\mu) = \frac{\Sigma_s}{2\left(\Sigma_t - \frac{\mu}{l}\right)} \tag{29}$$

Introducing Eq. (29) in (28):

$$\int_{-1}^{+1} \frac{\Sigma_s}{2\left(\Sigma_t - \frac{\mu'}{l}\right)} d\mu' = 1 \tag{30}$$

Finally, carrying out the integration it follows that:

$$-\frac{\Sigma_s}{2} l \left(\ln \left(\Sigma_t - \frac{1}{l} \right) - \ln \left(\Sigma_t + \frac{1}{l} \right) \right) = 1 \tag{31}$$

which in turn can be written as:

$$1 - \frac{\Sigma_s}{2} l \ln \left(\frac{\Sigma_t l + 1}{\Sigma_t l - 1} \right) = 0 \tag{32}$$

The parameter l obeys the exponential decay behavior that is described in Eq. (23), which in turn is the same that the relaxation form given in Eq. (1). Therefore, it follows that $l = L$. As it can be observed from the last discussion, the differential equation method is the most straightforward way to build the transcendental equation.

2.2 Avoiding the normalization condition.

As one of the contributions of the present work, it will be showed that the condition (28) is unnecessary, and the result given in (32) can be generalized for all the cases where:

$$\int_{-1}^{+1} \chi(\mu') d\mu' \neq 0 \tag{33}$$

if and only if such integral is equal to a real number. Considering such conditions, Eq. (27) can be arranged as follows:

$$\chi(\mu) = \frac{\Sigma_s}{2} \overbrace{\left(\int_{-1}^{+1} \chi(\mu') d\mu' \right)}^{\text{Considering as a constant real number}} \cdot \frac{1}{\Sigma_t - \frac{\mu}{l}} \tag{34}$$

Integrating both sides, it follows that:

$$\int_{-1}^{+1} \chi(\mu) d\mu = \frac{\Sigma_s}{2} \overbrace{\left(\int_{-1}^{+1} \chi(\mu') d\mu' \right)}^{\text{Considering as a constant real number}} \cdot \int_{-1}^{+1} \frac{d\mu}{\Sigma_t - \frac{\mu}{l}} \tag{35}$$

Now, the fundamental step in this procedure consists of remembering that the variables μ and μ' denotes the same function, i.e., they have the same domain and range:

$$\mu = \cos(\theta), \quad \mu' = \cos(\theta') \quad (36)$$

Therefore, the integrals that contain them can be cancelled because they are equal and different from zero. Then, Eq. (35) is reduced to:

$$1 = \frac{\Sigma_s}{2} \int_{-1}^{+1} \frac{d\mu}{\Sigma_t - \frac{\mu}{L}} \quad (37)$$

which is the same equation that the one obtained (30). Therefore, the normalization condition is unnecessary.

3. A RECURSION SOLUTION FOR THE TRANSCENDENTAL EQUATION.

Case et al. provided, in 1953, the first solution of a transcendental equation that is similar to the one given in (6) [16, p. 58]. Unfortunately, they did not describe the method that was used in such task. Nevertheless, the authors proposed a recursive procedure in her posterior book of 1967 [15, p. 64], which will be discussed in the present subsection. Such discussion represents an important contribution of this work, because several omitted steps in the mentioned work are explained here, which allows understanding the nature of its recursive method. Firstly, it is necessary to expand the logarithm of Eq. (32) in Taylor series:

$$\begin{aligned} \ln\left(\frac{\Sigma_t L + 1}{\Sigma_t L - 1}\right) &= \ln\left(\frac{1 + \frac{x}{\Sigma_t L}}{1 - \frac{x}{\Sigma_t L}}\right) = \ln\left(\frac{1+x}{1-x}\right) \quad (38) \\ &= \ln(1+x) - \ln(1-x) = \overbrace{x - \frac{x^2}{2} + \frac{x^3}{3} - \frac{x^4}{4} + \dots}^{\ln(1+x)} - \overbrace{\left(-x - \frac{x^2}{2} - \frac{x^3}{3} - \dots\right)}^{\ln(1-x)} \\ &= 2x + \frac{2x^3}{3} + \frac{2x^5}{5} + \dots = 2 \sum_{n=0}^{\infty} \frac{x^{2n+1}}{(2n+1)} \end{aligned}$$

where it was assumed that $1/\Sigma_t L \ll 1$ as well as the power series of $\ln(1+x)$ and $\ln(1-x)$ [17, p. 13]. Rewritten in the original terms and factoring the first term of the series, it follows that:

$$\frac{\Sigma_s}{2} L \ln\left(\frac{\Sigma_t L + 1}{\Sigma_t L - 1}\right) = \Sigma_s L \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{(\Sigma_t L)^{2n+1}} \frac{1}{(2n+1)} = 1 \quad (39)$$

In other words:

$$1 = \Sigma_s L \left[\frac{1}{\Sigma_t L} + \frac{1}{3(\Sigma_t L)^3} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^5} + \dots \right] \quad (40)$$

Multiplying and diving by Σ_t , it follows that:

$$1 = \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \Sigma_t L \left[\frac{1}{\Sigma_t L} + \frac{1}{3(\Sigma_t L)^3} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^5} + \dots \right] \tag{41}$$

Introducing $\Sigma_t L$ inside the brackets and reordering the terms, it follows that:

$$\begin{aligned} 1 &= \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \left[1 + \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \dots \right] \\ &\quad \downarrow \\ 1 &= \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} + \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left[1 + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \frac{1}{7(\Sigma_t L)^6} + \dots \right] \\ &\quad \downarrow \\ &\quad \text{Terms that will determine the} \\ &\quad \text{order of the approximation} \\ \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} &= 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left[1 + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \frac{1}{7(\Sigma_t L)^6} + \dots \right] \end{aligned} \tag{42}$$

The last expression is equivalent to the one proposed by Case and Zweifel [14, p. 64]. Now, the recursion emerges inside the brackets. For example, for a zero-order approximation, it follows that:

$$\frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} = 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left[\overbrace{1 + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \frac{1}{7(\Sigma_t L)^6} + \dots}^{\text{Only the first term is used for the zero-th approximation}} \right] \approx 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} [1] \tag{43}$$

Using the following notation $c = \Sigma_s/\Sigma_t$, Eq. (43) can be written as:

$$\frac{c}{3(\Sigma_t L)^2} \approx 1 - c, \quad \text{therefore} \quad \Sigma_t L \approx \sqrt{\frac{c}{3(1-c)}} \tag{44}$$

For the first order approximation the first two terms inside the brackets are used:

$$\frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \cdot \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} = 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left[\overbrace{1 + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \frac{1}{7(\Sigma_t L)^6} + \dots}^{\text{Only the first two terms are used for the first approximation}} \right] \approx 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left[1 + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} \right] \tag{45}$$

In this new step, it is necessary to use the zero-order approximation that was obtained in (44):

$$\begin{aligned} \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} &\approx 1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \left(1 + \frac{1}{5 \left(\underbrace{\Sigma_t L}_4 \right)^4} \right) = 1 - c \left(1 + \frac{1}{5 \left(\frac{c}{3(1-c)} \right)^2} \right) \\ &\quad \text{replacing this} \\ &\quad \text{term by (44)} \\ &= 1 - c - \frac{c}{5} \left[\frac{3(1-c)}{c} \right]^2 = (1-c) \left(1 - \frac{1}{5} \left[\frac{9(1-c)}{c} \right] \right) \end{aligned} \tag{46}$$

Therefore, for the first order approximation it follows that:

$$\frac{1}{(\Sigma_t L)^2} \approx \frac{3(1-c)}{c} \left(1 - \frac{9}{5} \left[\frac{(1-c)}{c}\right]\right) \quad (47)$$

except for the c that appears as quotient inside the parenthesis, Eq. (47) coincides with the expression provided by Case and Zweifel [14, p. 64]. Nevertheless, it is possible that such author considers that:

$$\frac{(1-c)}{c} \approx (1-c) \text{ if } c \approx 1 \quad (48)$$

Therefore:

$$\frac{1}{\Sigma_t L} \approx \sqrt{\frac{3(1-c)}{c}} \left(1 - \frac{9}{5} [(1-c)]\right)^{\frac{1}{2}} \quad (49)$$

The most important and difficult step, consists in observing that the value of c can be rewritten as a difference, which allows introducing such term inside the parenthesis:

$$\frac{1}{\Sigma_t L} \approx \sqrt{\frac{3(1-c)}{c}} \left(1 - \frac{9}{5} [(1-c)]\right)^{\frac{1}{2}} = \sqrt{\underbrace{\frac{3(1-c)}{1-(1-c)}}_{\text{Written as difference}}} \left(1 - \frac{9}{5} [(1-c)]\right)^{\frac{1}{2}} \quad (50)$$

Expanding the terms, it follows that

$$\begin{aligned} \sqrt{\frac{3(1-c)}{1-(1-c)}} \left(1 - \frac{9}{5} [(1-c)]\right)^{\frac{1}{2}} &= \sqrt{3(1-c)} \left(1 - \frac{x}{(1-c)}\right)^{-\frac{1}{2}} \left(1 - \frac{9}{5} \frac{x}{[(1-c)]}\right)^{\frac{1}{2}} \\ &= \sqrt{3(1-c)} \left(1 + \frac{x}{2} + \frac{3}{8}x^2 + \dots\right) \left(1 - \frac{9}{10}x - \frac{81x^2}{200} - \dots\right) \\ &= \sqrt{3(1-c)} \left(1 - \frac{9}{10}x + \frac{1}{2}x + \dots\right) = \sqrt{3(1-c)} \left(1 - \frac{2}{5}x + O(x^2)\right) \end{aligned} \quad (51)$$

where it was necessary to use the following expansions, which are justified by the Generalized Binomial Theorem [17, p. 13]:

$$\begin{aligned} (1-x)^{\frac{1}{2}} &= \sqrt{1-x} = 1 - \frac{9}{10}x - \frac{81x^2}{200} - \dots, \\ (1-x)^{-\frac{1}{2}} &= \frac{1}{\sqrt{1-x}} = 1 + \frac{x}{2} + \frac{3}{8}x^2 + \dots \end{aligned} \quad (52)$$

In this way, it follows that:

$$\frac{1}{\Sigma_t L} \approx \sqrt{3(1-c)} \left(1 - \frac{2}{5}x + O(x^2)\right) \quad (53)$$

Finally, using that:

$$(1-x)^{-1} = 1 + x + x^2 + x^3 + \dots \quad (54)$$

The following equation is obtained:

$$\Sigma_t L \approx \frac{1}{\sqrt{3(1-c)}} \left(1 + \frac{2}{5}x + O(x^2) \right) = \frac{1}{\sqrt{3(1-c)}} \left(1 + \frac{2}{5}(1-c) + O((1-c)^2) \right) \quad (55)$$

Using the definition of $c = \Sigma_s/\Sigma_t$, it follows that:

$$L \approx \frac{1}{\sqrt{3\Sigma_t^2 \left(\frac{\Sigma_t - \Sigma_s}{\Sigma_t} \right)}} \left(1 + \frac{2}{5} \left(\frac{\Sigma_t - \Sigma_s}{\Sigma_t} \right) + O \left(\frac{\Sigma_t - \Sigma_s}{\Sigma_t} \right)^2 \right) \quad (56)$$

Considering that: $\Sigma_t = \Sigma_s + \Sigma_a$, it follows that:

$$L \approx \frac{1}{\sqrt{3\Sigma_t \Sigma_a}} \left(1 + \frac{2}{5} \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right) + O \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right)^2 \right) \quad (57)$$

which is the same expression given in Eq. (7). It is worth mentioning that there is an alternative procedure that was developed by W. F. G. van Rooijen [18, p. 91], which begins with a different transcendental equation, but at the end it obtains the same expression.

4. SERIES REVERSION APPROACH

4.1 Difficulties to obtain several terms.

As it can be observed in the procedure that was described in Section 3, the recursion method is far from being a straightforward task. Even more, to obtain more terms, it is necessary to use different strategies, which are not obvious. Certainly, Case et al. reported several terms, not only for the case where $\Sigma_s \approx \Sigma_t$, but also for the case where $\Sigma_a \gg \Sigma_s$, as well as for differential expressions. Since we are interested in developing a general method, it is necessary to explore other strategies, different for the Case et al. procedure. One of them consists in applying the procedure that is reported in Section 2.1.3, which is part of a future work. The other one, which is the main novel idea of the present work, is to set the problem in terms of a Series Reversion process.

4.2 Series Reversion.

The idea behind the Series Reversion is very simple. Let us to consider the following series expansion for a given variable y :

$$y = \overbrace{a_1 x + a_2 x^2 + a_3 x^3 + \dots}^{\text{Original series}} = \sum_{n=1}^{\infty} a_n x^n \quad (58)$$

The “reversion” of such series, consists of expressing the independent variable x , as a series of the original variable, i.e.:

$$\overbrace{x = b_1 y + b_2 y^2 + b_3 y^3 + \dots}^{\text{Reversed series}} = \sum_{n=1}^{\infty} b_n y^n \quad (59)$$

Clearly, the main objective consists of computing the coefficients $b_i, i \in \mathbb{N}$. Such task can be carried using a comparison method, for example, for the calculation of b_1, b_2 and b_3 , it is necessary to replace (59) in (58):

$$y = a_1 \left(\overbrace{b_1 y + b_2 y^2 + b_3 y^3 + \dots}^{\text{Series representation of } x} \right) + a_2 \left(\overbrace{b_1 y + b_2 y^2 + b_3 y^3 + \dots}^{\text{Series representation of } x} \right)^2 + a_3 \left(\overbrace{b_1 y + b_2 y^2 + b_3 y^3 + \dots}^{\text{Series representation of } x} \right)^3 + \dots \quad (60)$$

Developing and grouping the terms, it follows that:

$$y = a_1 b_1 y + (a_1 b_2 + a_2 b_1^2) y^2 + (a_1 b_3 + 2a_2 b_1 b_2 + a_3 b_1^3) y^3 + \dots \quad (61)$$

Comparing the terms in both sides, using the powers of y , it follows that:

$$1 = a_1 b_1, \quad a_1 b_2 + a_2 b_1^2 = 0, \quad a_1 b_3 + 2a_2 b_1 b_2 + a_3 b_1^3 = 0 \quad (62)$$

Such equations can be solved in a recursive way, or using a general formula, which was developed by Morse and Fesbach [18, p. 411]. The formalization that provides an adequate mathematical rigor for this technique, was mainly developed by N.G. de Bruijn [19], and a reduced but elegant discussion can be found in the book of G. Arfken [20, p. 423].

4.3 Setting the problem using the Series Reversion.

The main contribution of the present work, consists of setting the transcendental equation given in (6), as a Series Reversion problem. As it was discussed in the last section, it is necessary to have two different series: the first one corresponds to the “original variable” given in Eq. (59), and the second one is the series that we will use to find the coefficients. Clearly, our “original series” will be given by:

$$1 = c \cdot \Sigma_t L \left[\frac{1}{\Sigma_t L} + \frac{1}{3(\Sigma_t L)^3} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^5} + \dots \right] \quad (63)$$

which is the same that Eq. (40). The second series is just the expression that we want to find. In other words:

$$L = b_1 \frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} + b_2 \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right)^2 + b_3 \left(\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \right)^3 + \dots \quad (64)$$

It is worth to mentioning that the Series Reversion assumes that the first coefficient is different from a constant. Considering the last condition, a convenient way to set the problem is expressing

Eq. (64) as:

$$\frac{1}{c} - 1 = \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \dots \tag{65}$$

$$\downarrow$$

$$\frac{1-c}{c} = \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \dots$$

Using that $c = \Sigma_s / \Sigma_t$, the right left side of Eq. (65) can be written as:

$$\frac{1-c}{c} = \frac{1 - \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t}}{\frac{\Sigma_s}{\Sigma_t}} = \frac{\Sigma_a}{\Sigma_s} \tag{66}$$

Therefore, our “original series” will be given by:

$$\frac{\Sigma_a}{\Sigma_s} = \frac{1}{3(\Sigma_t L)^2} + \frac{1}{5(\Sigma_t L)^4} + \frac{1}{7(\Sigma_t L)^6} + \dots \tag{67}$$

$$\downarrow$$

$$y = \frac{1}{3}x + \frac{1}{5}x^2 + \frac{1}{7}x^3 + \dots, \quad \text{where } x = \frac{1}{(\Sigma_t L)^2}$$

Then, with the Series reversion method, it is possible to find:

$$x = b_1 y + b_2 y^2 + b_3 y^3 + \dots \tag{68}$$

which must to be equal to (64).

4.4 Preliminary results and state of the research.

There are some difficulties related to a direct comparison between Eq. (68) and Eq. (57). The first one is that the series reversion does not contain, at least in an explicit way, the approximation where $c \approx 1$. The second one, is that the series given in (57) contains the term $\sqrt{3(1-c)}$, which does not appear in (68). On the other hand, Eq. (63) was built under the assumption that $\Sigma_t L \ll 1$, which imposes important condition on the treatment of the series reversion. Table I contains the first six coefficients of Eq. (68) that have been computed by hand. Nevertheless, we are working in a Computer Algebra code to compute it in a fast way.

In order to provide a set of numerical experiments, we must to build several cases where the condition $\Sigma_t L \ll 1$ is fulfilled, and where we have, a priori, the exact experimental values of L , as well as where the condition $\Sigma_s \approx \Sigma_t$ is fulfilled. The present state of the research is related to these tasks. Nevertheless, as a first approach it is possible to observe that the mathematical framework of the problem has been addressed and a new approach has been developed, which constitutes and important step of the study of the relaxation length.

Table I. Coefficients of the Series Reversion

Coefficient	Explicit expression, where: $a_n = \frac{1}{(2n + 1)}$	Numerical value
b_1	a^{-1}	3
b_2	$-a_1^{-3}a_2$	$-27/5$
b_3	$a_1^{-5}(2a^2 - a_1a_3)$	787/100
b_4	$a_1^{-7}(5a_1a_2a_3 - a_1^2a_4 - 5a_2^3)$	-10.337142
b_5	$a_1^{-9}(6a_1^2a_2a_4 + 3a_1^2a_3^2 + 14a_2^4 - a_1^3a_5 - 21a_1a_2^2a_3)$	1.7222580×10^8
b_6	$a_1^{-11}(7a_1^3a_2a_5 + 7a_1^3a_3a_4 + 84a_1a_2^3a_3 - a_1^4a_6 - 28a_1^2a_2a_3^2 - 42a_2^5 - 28a_1^2a_2^2a_4)$	-15.27179988012

5. CONCLUSIONS

A new way to compute the relaxation length was developed in the present work, where the Series Reversion technique was used to solve the transcendental equation, from which the mentioned parameter is obtained. Such methodology has several advantages, among which is the possibility to compute the coefficients of the series expansion in a general way, as well as including it in a Computer Algebra code. In order to set the problem as a Series Reversion approach, it is necessary to define a new parameter c , from which a new series relationship is obtained. Additionally, the procedure that was proposed by K. M. Case is discussed in a detailed way, which constitutes an important contribution, because there is not a similar analysis reported in literature, and where there are steps which are not obvious. On the other hand, a review of the development and the main methodologies to build the transcendental equation was carried-out, from which it was concluded that the normalization condition is not necessary when the differential approach is used. Also, it was found that the Fourier Transform method discussed by Davison and Skyes contains minor mistakes related with some definitions, even when the general ideas are valid. The current state of the research is satisfactory, because the mathematical and numerical framework has been addressed, being a part of a future work to build numerical cases which uses experimental and theoretical data. Finally, the developed method will be useful in the development of fractional models of neutron diffusion problems.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors appreciate the financial support received from the Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT), under the “Programa de Estancias Posdoctorales por México (2022)”, with the project: “Desarrollo de modelos fenomenológicos energéticos de orden fraccional, para la optimización y simulación en reactores nucleares de potencia”, by which the present development was possible.

REFERENCES

1. Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J., *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & SONS, Inc., United States, (1976).
2. Atkins, P., De Paula, J., Keeler, J., *Atkin's Physical Chemistry*, Oxford University Press, United Kingdom, (2018).
3. Morin, D., *Oscillations*, in *Waves and Oscillation*, Harvard University, Cambridge, p. 19, (2017).
4. Davison, B., Sykes, J. B. *Neutron Transport Theory*, Oxford University Press, (1958).
5. Case, K. M., Hoffmann, F., Placzek, G. *Introduction to the Theory of Neutron Diffusion*, Los Alamos Scientific Laboratory, Vol. 1, (1953).
6. Corngold, N. "Some Transient Phenomena in Thermalization I. Theory", *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 1, p. 80-90 (1964).
7. Leonard, A., "On Transient Phenomena in Thermalization", *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 22, p. 489-490 (1965).
8. Lamarsh, J. *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley Publishing Company, United States, 1966.
9. Öztürk, H., Bülbül, A., Kara, A. "U₁ Approximation to the Neutron Transport Equation and Calculation of the Asymptotic Relaxation Length", *Kerntechnik*, Independent Journal of Nuclear Engineering, (2010).
10. Marsden, J. E. *Elementary Classical Analysis*, W. H. Freedman Company, San Francisco, 1974.
11. Bracewell, R. N. *The Fourier Transform and Its Applications*, McGrawHill Company, Stanford University, (2000).
12. Inönü, E., Usseli, A. I. "Diffusion Length for Arbitrarily Anisotropic Scattering", International Atomic Energy Agency, International Centre of Theoretical Physics, Trieste, Italy. (1965).
13. Arfken, G. B., Weber, H. J., Harris, F. E. *Mathematical Methods for Physicists*. Seventh Edition, Elsevier, Oxford, (2013).
14. Case, K. M., Zweifel, P. F. *Linear Transport Theory*. Addison-Wesley Publishing Company, Massachusetts, Ontario, (1967).
15. Case, K. M. "Elementary Solutions of the Transport Equation and Their Applications", *Annals of Physics*, Vol. 9, p. 1-23 (1960).
16. Case K. M., Hoffmann, F. De, Placzek, G., Carlson, B., Goldstein, M., *Introduction to the Theory of Neutron Diffusion*. Los Alamos Scientific Laboratory, Los Alamos, New Mexico, (1953).
17. Andrews, L. C. *Field Guide to Special Functions of Engineers*. SPIE Press. Bellingham, Washington USA, (2011).
18. Van Rooijen, W.F.G., *Exercises in Nuclear Reactor Analysis*, Amasaka Publishing, Japan, (2022).
19. Morse, P. M., Feshbach, H. *Methods of Theoretical Physics, Part I*. McGrawHill, New York, (1953).
20. Bruijn, N. G. *Asymptotic Methods in Analysis*, North-Holland Publishing CO.-Amsterdam, P. Noordhoff LTD – Groningen, Netherlands (1958).
21. Arfken, G. *Métodos Matemáticos para Físicos*, Editorial Diana, México, (1981).

Analytic Solutions of the Point Kinetics Equations Using the Amano's Methodology

Carlos Antonio Cruz López and Gilberto Espinosa Paredes

Área de Ingeniería en Recursos Energéticos

Universidad Autónoma Metropolitana

carloscruz.aztlan@gmail.com; gepe@xanum.uam.mx

Juan Luis François Lacouture

Universidad Nacional Autónoma de México

juan.luis.francois@gmail.com

Abstract

Point Kinetics Equations represent an elementary model to describe the changes in neutron population in small-time intervals. They consist of a system of balance equations, where the gains and losses of neutrons are considered, as well as the reactivity, which is a relative measure of the state of a nuclear reactor in terms of criticality. Point Kinetics Equations can be built removing the spatial dependence of the flux and therefore the resultant system is given only in terms of time. At least in principle, analytical solutions for the Point Kinetics Equations are feasible for cases where the reactivity is constant or an explicit function of time, because in such sceneries the system is linear. Unfortunately, reactivity usually is a function of the neutron flux, which in turn depends on neutron density. This last implies that the system is non-linear, and therefore is not possible to find analytical solutions. Nevertheless, as in the case of the burnup equations, it is possible to approximate the general case of the reactivity, assuming that it is constant in small-time intervals and solving the equations in them, updating the initial conditions at each stage of the calculations. Using the last methodology, it is possible to obtain accurate results, being this one of the reasons that analytical solutions are very useful and continue being topic of interest. Among the procedures that are used to obtain analytical solutions, the one proposed by Amano is very original because this author starts from a physical analogy between the concept of boundary-layer analysis and the two different types of neutrons: the prompt and the delayed ones. An analysis of the Amano methodology is carried out in the present work, where the possibility to generalize such procedure is discussed and where some important contributions and simplifications are proposed, being a crucial step in the development of more general theories of the Point Kinetics Equations, within which is the fractional one.

1. INTRODUCTION

As it is known, the neutronic of a nuclear reactor influence and in some cases determine its design and operation [1, p.1]. Such influence is related with different ways in which neutrons interact with the material composition of the reactor, which involves from fissions and captures, until the impact of the heat and material changes that are generated as a result of such nuclear reactions, among other processes. In all the mentioned cases, the neutron population has a central role and its behavior is studied as a function of time through the operation life of a nuclear reactor [1, p.2]. There is a classical division in the study of the mentioned phenomena: the short-time ones, which, as its name suggests, occur in time intervals from milliseconds to minutes, the intermediate ones, which include time intervals of hours to one or two days, and the long-time ones, which involve

time orders from days or months to years [2, p.2]. Commonly, the last type of phenomena is related to changes in nuclear fuel as a part of the power generation processes, as well as to the production of new isotopes which appear due to fission and capture reactions. The first phenomena, on the other hand, involve fast changes or modifications that strongly affect the neutron flux or that are produced as a consequence of accidents [2, p. 2]. Some authors propose, in turn, an additional subdivision to the last type of physical problems: the kinetics phenomena [2, p.3] [3, p.48], where feedback processes are not considered, and the dynamics ones, where they are taken into account. In this context, feedback processes can be understood as all the physical phenomena that affect the reactivity of the system, which commonly appear as a result of other reactivity or neutron flux variations.

The kinetics approach relates, essentially, the neutron population with the reactivity of the system. In other words, it can model how changes in neutron density affect the multiplication factor and vice versa. Therefore, it is possible to build a set of equations where these last two variables appear. In order to introduce the neutron population in such model, it is necessary to distinguish between two different types of neutrons: the prompt-ones, which appear “immediately” after the fission process, and the delayed-ones, which exhibit a “delay”, because they are the result of the subsequent radioactive decay of fission products [4, p. 61]. The last type of neutrons can be modelled using the delayed precursors density, which represents the concentration of fission products that decay themselves or their daughters, emitting delayed neutrons. Since there are several delayed precursors, it is convenient to represent them in a set of groups, as well as a set of parameters. Considering all the mentioned elements, it is possible to set the following balance differential equations using a heuristic approach [4, p. 238]:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k(1 - \beta) - 1}{l} n(t) + \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i k}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad 1 \leq i \leq m \quad (2)$$

where n denotes the neutron density, k is the multiplication factor, l represents the mean lifetime of neutrons, also called the prompt neutron lifetime, m is the total number of neutron delayed groups, and $C_i(t)$, λ_i and β_i represent the concentration, the decay constant and the fraction of the delayed precursors group i , respectively, with:

$$\sum_{i=1}^m \beta_i = \beta \quad (3)$$

Solutions of the system given in (1-2) are conditioned by the initial values of $n(t)$ and $C(t)$, which will depend on the physics of the particular problem. It is worth mentioning that there are other ways in which kinetics equations can be built, which do not use a balance equation, and instead they start from the P1 approximation of the transport theory, c.f. [5], nevertheless the balance method is very convenient, because it can be easily generalized to the fractional case, being this our main interest, as it was discussed in a previous work, where the Bateman Equations were also fractionalized using a balance approach [6]. It is possible to rewrite equations (1)-(2) in a somewhat different way, considering that, for $k \approx 1$, it follows that $k(t) \approx l/\Lambda(t)$, where $\Lambda(t)$ denotes the

mean generation time between the birth of a neutron and its subsequent absorption inducing fission [4, p. 238-239]. Additionally, using the well-known relationship for the reactivity:

$$\rho(t) = \frac{k(t) - 1}{k(t)} \quad (4)$$

the Neutron Point Kinetics Equations (NPKE) can be written in the following way:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \quad (5)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad 1 \leq i \leq m \quad (6)$$

It is important to present the last two versions of the NPKE, i.e., equations (1-2) and (5-6), because the first ones are commonly used in early works of nuclear reactor theory, in comparison to the last ones. It is possible to observe that, for the case where ρ is constant or an explicit function of time, the system given in (5) and (6) is linear, and therefore, at least in principle, it is possible to find analytical solutions for it. Unfortunately, reactivity usually depends on variables that directly or indirectly involve the neutron density, which implies that such system is non-linear, and therefore analytical solutions cannot be obtained from them. Nevertheless, as in the case of the Bateman equations that are used in burnup problems, it is possible to use a discretization of the time domain, approximating the reactivity as a constant function in a small-time interval, and updating the initial conditions of the system as follows:

$$\underbrace{\text{Discretization of the time variable, } t \text{ assuming } \rho \text{ constant}}_{t_0, t_1, \dots, t_n}, \quad \underbrace{\text{Discretization of the solution for } n(t) \text{ and } C(t)}_{\substack{n_j(t) = n(t) \\ C_{i,j}(t) = C_i(t)}, \text{ with } t_j \leq t \leq t_{j+1}}, \quad \underbrace{\text{Updated initial conditions for the step } j}_{\substack{n_j(0) = n_{j-1}(t_j) \\ C_{i,j}(0) = C_{i,j-1}(t_j)}} \quad (7)$$

The size of the discretized step can be determined, using as a reference the value of the reactivity as well as its behavior. In other words, such parameter allows finding a proper discretization of the time variable. As it can be observed from the last discussion, the development of analytical solutions considering constant reactivity continue being a topic of interest in nuclear reactor theory, as it can be corroborated by the work of Quintero Leyva [7], Nahla [8], Anglart [9], Petersen [10], as well as an own recent work [11], among others. Laplace transform method is one of the most elementary and direct procedures in which the system can be solved, and it was used from the early stages of the reactor dynamics studies, being Schultz, in 1961, who proposed a first sketch of the treatment of the system with this mathematical tool [12]. Nevertheless, there are some analytical solutions that were proposed by the case of non-constant reactivities, and particularly for reactivities that are explicit functions of time, being notorious the work of Nodheim [13], Coveyou and Mulliken [14], Wallach [15], Hurwitz [16], Wilkins [17], Swanson [18], and Amano [19].

From these last studies, we consider the solution developed by Amano as the most original because it starts from a physical analogy between boundary layer theory [20] and the two types of neutrons that are involved in kinetics equations. In such sense, the mentioned author theorizes about a

“boundary layer” that appears after a short period of time elapses between these different neutrons. Additionally, such solution allows to model sinusoidal reactivities in a straightforward way. Since our main interest is studying the analytical solutions that can be extended to the fractional case, we include the Amano's solution in our research. In this context, the present work contains the main advances of our analysis, including a complete and detailed review of the procedure that was followed by Amano, describing the steps that were omitted in his original paper and considering the possibility of generalizing it for an arbitrary number of groups of delayed neutron precursors. As it will be showed, a necessary step to include more groups consists of reducing the system to a single differential equation of order $m + 1$, which in turns involves algebraic theory of factoring polynomials. Nevertheless, such task exhibits several issues, among which is the difficulty related to find an explicit relationship between the density of delayed neutron precursors and the derivatives of the neutron density. We consider that such issues can be overcome using a comparison method, where the analytical solution that was obtained for constant reactivity allows building a reduced equation differential system.

The structure of the present work is the following: Section 2 discusses the procedure of simplification of the system of two simultaneous differential equation to a single one, and analyzes the possibility to extend such procedure to several groups. Section 3 contains the main steps of the method proposed by Amano. The analytical solutions for the case of ramp and sinusoidal reactivities are given in Section 4, and Section 5 contains some commentaries about the way in which the Amano's method can be generalized. Future work and conclusions are given in Section 6.

2. REDUCTION OF THE SYSTEM

It is possible to reduce or “collapse” the differential equation system of kinetics, for the case where a single delayed precursor group is taken into account. Such step is used by Amano as a starting point for this procedure, and it will be the first part of the present analysis in terms of its possible generalization. The equivalent system in such case is given by:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) \quad (8)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta(t)}{\Lambda} n - \lambda C(t) \quad (9)$$

Firstly, it is necessary to derive Eq. (8):

$$\frac{d^2n(t)}{dt^2} = \overbrace{\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} + \frac{d\rho(t)}{dt} \frac{n(t)}{\Lambda}}^{\text{Product rule of derivatives}} + \lambda \frac{dC(t)}{dt} \quad (10)$$

Now, Eq. (9) will be replaced in the last term of (10):

$$\frac{d^2n(t)}{dt^2} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} + \frac{d\rho(t)}{dt} \frac{n(t)}{\Lambda} + \lambda \overbrace{\left(\frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \right)}^{\text{Replacing Eq. (9)}} \quad (11)$$

Finally, it is necessary to isolate the term λC , from Eq. (8) and replacing it in Eq. (11), grouping the terms:

$$\frac{d^2n(t)}{dt^2} + \left(\frac{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda}{\Lambda} \right) \frac{dn(t)}{dt} - \left(\frac{\dot{\rho}(t) + \lambda\rho(t)}{\Lambda} \right) n(t) = 0 \quad (12)$$

where $\dot{\rho}(t) = d\rho(t)/dt$. In the last equation the variable $C(t)$ was removed, even when the contribution of the delayed precursors is implicit. It is possible to observe that Eq. (12) corresponds to the equation that Amano uses as starting point [19, p. 647].

2.1. Issues related with the general case.

A natural question arises from the procedure that was used to obtain (12): Is it possible to extend it for the general case of m delayed precursors groups? As it will be showed in the next lines, the answer is negative, at least for direct replacements. Firstly, similar steps to the ones described in (10)-(12) are followed, but using instead equations (5) and (6):

$$\frac{d^2n(t)}{dt^2} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} + \frac{d\rho(t)}{dt} \frac{n(t)}{\Lambda} + \sum_{i=1}^m \lambda_i \overbrace{\left(\frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \right)}^{\frac{dC_i(t)}{dt}} \quad (13)$$

Comparing with Eq. (11), it is possible to observe that in this case the term $C_i(t)$ cannot be “removed” using Eq. (5). Even more, it is not possible to replace the sum over $\lambda_i C_i(t)$ that appears in the original equation, because there is an additional λ_i :

$$\frac{d^2n(t)}{dt^2} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} + \frac{d\rho(t)}{dt} \frac{n(t)}{\Lambda} + \sum_{i=1}^m \lambda_i \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \underbrace{\sum_{i=1}^m \lambda_i \lambda_i C_i(t)}_{\substack{\text{An additional } \lambda_i \text{ appears} \\ \text{in comparison with} \\ \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t)}} \quad (14)$$

Therefore, it is not possible to make a direct replacement, as in the case of a single delayed precursor group. Such conclusion is evident from a theoretical point of view, because the reduced differential equation must to have an $m + 1$ order, because such number is the same that the unknown variables. In other words, it is necessary to build certain relationships between the terms $n(t)$, $C(t)$ and their derivatives with the purpose to simplify the system. As an example, the case with two groups of delayed precursors will be discussed in the following subsection.

2.2 Case with two groups.

Considering two groups, and computing the third derivative of Eq. (5) in order to have a third-order differential equation, it follows that:

$$\begin{aligned} \frac{d^3n(t)}{dt^3} = & \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right) \frac{d^2n(t)}{dt^2} + \dot{\rho}(t) \frac{dn(t)}{dt} \frac{1}{\Lambda} + \frac{d^2\rho(t)}{dt^2} \frac{n(t)}{\Lambda} + \rho(t) \frac{dn(t)}{dt} \frac{1}{\Lambda} \\ & + \sum_{i=1}^2 \lambda_i \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} - \sum_{i=1}^2 \lambda_i \frac{d^2C_i(t)}{dt^2} \end{aligned} \quad (15)$$

The term $d^2C_i(t)/dt^2$ can be computed deriving Eq. (6)

$$\begin{aligned} \frac{d^2C_i(t)}{dt^2} &= \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} - \lambda_i \frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} - \lambda_i \overbrace{\left(\frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \right)}^{\text{Eq.(6)}} \\ &= \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{dn(t)}{dt} - \frac{\lambda_i \beta_i}{\Lambda} n(t) + \lambda_i^2 C_i(t) \end{aligned} \quad (16)$$

Replacing (16) in (15), it follows that:

$$\begin{aligned} \frac{d^3n(t)}{dt^3} &= \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right) \frac{d^2n(t)}{dt^2} + \dot{\rho}(t) \frac{dn(t)}{dt} \frac{1}{\Lambda} + \frac{d^2\rho(t)}{dt^2} \frac{n(t)}{\Lambda} + \rho(t) \frac{dn(t)}{dt} \frac{1}{\Lambda} \\ &\quad + \sum_{i=1}^2 \lambda_i^2 \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \sum_{i=1}^2 \lambda_i^3 C_i(t) \end{aligned} \quad (17)$$

As it can be observed from the last equation, the power of the decay constant lambda has been increased, which implies that a direct replacement cannot be used to remove $C_i(t)$. As it will be discussed in Section 5, it is possible to set an alternative procedure to build the simplified equation, but before it is necessary to discuss the main steps of the Amano's methodology.

3. THE AMANO'S METHODOLOGY

3.1 Expansion series and concept of layers.

The method developed by Amano starts rewriting Eq. (12) as:

$$\Lambda \frac{d^2n(t)}{dt^2} + P(t) \frac{dn(t)}{dt} - Q(t)n(t) = 0, \quad (18)$$

$$P(t) = \beta - \rho(t) + \lambda\Lambda, \quad Q(t) = \dot{\rho}(t) + \lambda\rho(t)$$

The next step consists of assuming that $P(t)$ and $Q(t)$ can be expressed as Mclaurin series [21, p. 292] in terms of the variable $\tau = t/\Lambda$, and around $\tau = 0$.

$$\begin{aligned} P(t) &= P(0) + \Lambda\tau \left. \frac{dP(t)}{dt} \right|_{t=0} + \dots \\ Q(t) &= Q(0) + \Lambda\tau \left. \frac{dQ(t)}{dt} \right|_{t=0} + \dots \end{aligned} \quad (19)$$

Now, the fundamental step in the Amano's methodology consists of representing the contribution of the delayed and the prompt neutrons, as two "different fluids" which have in common a boundary layer. Therefore, the total contribution to the neutron density is given by:

$$n(t) = \underbrace{H(t)}_{\substack{\text{Contribution due} \\ \text{to the delayed} \\ \text{neutrons}}} + \underbrace{G(t)}_{\substack{\text{Contribution due} \\ \text{to the prompt} \\ \text{neutrons}}} - \underbrace{I}_{\substack{\text{Common part} \\ \text{included in the} \\ \text{boundary layer}}} \quad (20)$$

As it is known, the delayed neutrons are associated with larger times, while prompt neutrons are described with very small-time values. Therefore, it is convenient to use two different variables to represent them. Using the same notation proposed by Amano, the variable $\tau = t/\Lambda$ will be defined to characterize the prompt neutrons, and t will be used for the delayed neutrons:

$$H(t) \equiv h(t), \quad G(t) \equiv g(\tau) \quad (21)$$

Now, the common part corresponds to the overlapping of the two layers in the limit where they are still valid. In this case, such term can be found by the following limits:

$$I = \lim_{t \rightarrow 0} h(t) = \lim_{\tau \rightarrow \infty} g(\tau) \quad (22)$$

In other words, the layer of the prompt neutrons is overlapping for “very large” times with the corresponding layer of the delayed neutrons, and this last is overlapping, in turn, for very small values of time. **Figure 1** shows a scheme of this approach. The mathematical formalism of the Amano’s methodology, as well as the ideas behind the boundary layer description, belongs to Perturbation Theory, and particularly to the Matched Asymptotic Expansions (MAE) method [22]. Essentially, this method assumes different approximate solutions, which are valid for different parts of the range of the independent variable. Therefore, the general solution is given as a combination of the them. Back to our problem, once the mass balance equation has been set in Eq. (20), it is necessary to use perturbation theory to build the terms $h(t)$ and $g(\tau)$. For such task we need a “perturbed” differential equation, which must to contain a small parameter, which will be equivalent to the perturbed variable ϵ . As it was mentioned before, Amano uses Eq. (18), and since $0 < \Lambda \ll 1$, this last parameter can be an adequate candidate for ϵ . Therefore:

$$\epsilon \frac{d^2 n}{dt^2} + P(t) \frac{dn}{dt} - Q(t)n = 0 \quad (23)$$

3.2 Inner expansion.

The next step is assuming an inner and outer expansion for $n(t)$ in terms of powers of ϵ :

$$n(\tau, \epsilon) \approx g_0(\tau) + \epsilon g_1(\tau) + \epsilon^2 g_2(\tau) + \dots \quad (24)$$

where $g_0(\tau), g_1(\tau), \dots$, form an asymptotic sequence of functions. Using the chain’s rule, it follows that:

$$\frac{dn(\tau)}{dt} = \frac{1}{\epsilon} \frac{dn(\tau)}{d\tau}, \quad \frac{d^2 n(\tau)}{dt^2} = \frac{1}{\epsilon^2} \frac{d^2 n(\tau)}{d\tau^2} \quad (25)$$

Using the relationships given in (25), Eq. (23) can be written as:

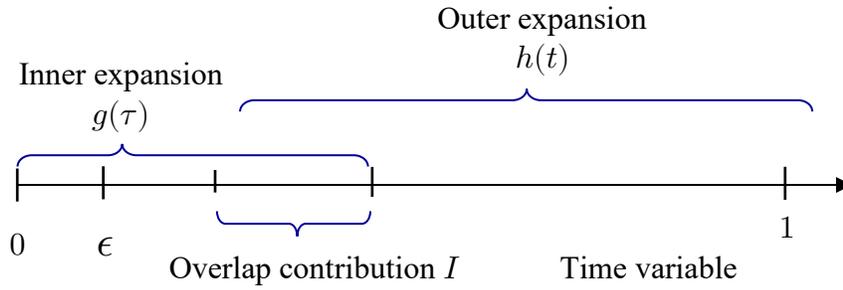


Figure 1. Schematic representation of the boundary layer methodology, where the two contributions are showed as well as the overlap contribution given by I .

$$\frac{d^2 n(\tau)}{d\tau^2} + P(t) \frac{dn(\tau)}{d\tau} - \epsilon Q(t)n(\tau) = 0 \tag{26}$$

Replacing (25) in (26), and grouping the terms using powers of ϵ , it follows that:

$$\begin{aligned} & \left(\frac{d^2 g_0(\tau)}{d\tau^2} + P(0) \frac{dg_0(\tau)}{d\tau} \right) \epsilon^0 \\ & + \left(\frac{d^2 g_1(\tau)}{d\tau^2} + P(0) \frac{dg_1(\tau)}{d\tau} + \tau \frac{dP(t)}{dt} \Big|_{t=0} \frac{dg_0(\tau)}{d\tau} - Q(0)g_0(\tau) \right) \epsilon \\ & + \left(\frac{d^2 g_2(\tau)}{d\tau^2} + P(0) \frac{dg_2(\tau)}{d\tau} + \tau \frac{dP(t)}{dt} \Big|_{t=0} \cdot \frac{dg_1(\tau)}{d\tau} - Q(0)g_1(\tau) - \tau \frac{dQ}{dt} \Big|_{t=0} g_0(\tau) \right) \epsilon^2 + \dots \\ & = 0 \end{aligned} \tag{27}$$

It is possible to build a differential equation for each term of (27). Using a first order approximation, it follows that:

$$\frac{d^2 g_0(\tau)}{d\tau^2} + P(0) \frac{dg_0(\tau)}{d\tau} = 0, \tag{28}$$

$$\frac{d^2 g_1(\tau)}{d\tau^2} + P(0) \frac{dg_1(\tau)}{d\tau} + \tau \frac{dP(t)}{dt} \Big|_{t=0} \frac{dg_0(\tau)}{d\tau} - Q(0)g_0(\tau) = 0 \tag{29}$$

The relationship given in (28) is a first order differential equation with constant coefficients, whose general solution can be written as:

$$g_0(\tau) = C_1 \exp(0 \cdot \tau) + C_2 \exp(-P_0 \tau) = C_1 + C_2 \exp(-P_0 \tau) \tag{30}$$

Amano expressed the last equation in a slightly different, but equivalent way:

$$g_0(\tau) = C_2 \frac{\exp(-P(0)\tau) - 1}{-P(0)} + C_1 = C_2 \frac{\exp((\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda)\tau) - 1}{\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda} + C_1 \tag{31}$$

where the definition of $P(t)$ given in (18) has been used. If a higher approximation is desired, then it is necessary to use the solution of $g_0(\tau)$ and replacing in (29), after which the element $g_1(\tau)$ will be obtained. Nevertheless, this solution only improves the approximation but it does not represent a generalization for m groups. Therefore, even when such discussion is important, it is beyond the scope and objectives of the present work. Eq. (31) represents the general solution due to the contribution of the prompt neutrons. It is possible to observe that such expression is independent of the reactivity, from which it only uses its initial value.

3.2 Outer expansion.

A similar method is used for the case of the outer expansion, nevertheless in this case it is not necessary to use a new variable, and therefore the starting point is Eq. (23) expressed in terms of ϵ :

$$\epsilon \frac{d^2 n(t)}{dt^2} + P(t) \frac{dn(t)}{dt} - Q(t)n = 0, \quad (32)$$

Considering that:

$$n(t, \epsilon) = h_0(t) + \epsilon h_1(t) + \epsilon^2 h_2(t) + \dots \quad (33)$$

where, again, $h_0(t), h_1(t), \dots$ are a sequence of asymptotic expansion functions. On the other hand, in this case it is not necessary to use an expansion for the functions $P(t)$ and $Q(t)$. Therefore:

$$\begin{aligned} & \left(P(t) \frac{dh_0(t)}{dt} - Q(t)h_0(t) \right) \epsilon^0 + \left(\frac{d^2 h_0(t)}{dt^2} + P(t) \frac{dh_1(t)}{dt} - Q(t)h_1(t) \right) \epsilon \\ & + \left(\frac{d^2 h_1(t)}{dt^2} + P(t) \frac{dh_2(t)}{dt} - Q(t)h_2(t) \right) \epsilon^2 + \dots \end{aligned} \quad (34)$$

Since we used only the zero-order approximation for $g_0(t)$, it is convenient to use the same order for this case:

$$P(t) \frac{dh_0(t)}{dt} - Q(t)h_0(t) = 0 \quad (35)$$

This last is a separable first order differential equation, which can be written as:

$$\frac{dh_0(t)}{h_0(t)} = \frac{Q(t)}{P(t)} dt \quad (36)$$

Integrating both sides, it follows that:

$$h_0(t) = C_3 \exp \left(\int \frac{\rho(t) + \lambda \rho(t)}{\beta - \rho(t) + \lambda \Lambda} dt \right) \quad (37)$$

In this step, Amano omits several simplifications that are necessary to rewrite in a convenient way the integral given in (37). In order to obtain the same equation, it is necessary to consider that:

$$\int \frac{\dot{\rho}(t) + \lambda\rho(t)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} dt = \ln \left(\frac{1}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} \right) - \lambda t + \int \frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} dt \quad (38)$$

For the moment it is possible to omit the constant C that must to appear at the end of the last equation. Therefore:

$$h_0(t) = C_3 \frac{\exp(-\lambda t)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} \exp \left(\int \frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} dt \right) \quad (39)$$

The last equation is identical to the one that was proposed by Amano [19, p. 618], and represents the analytical expression for $h_0(t)$. Certainly, the algebraic manipulations that were carried-out are not trivial.

3.3 Approximated Analytical Solution.

Replacing Eq. (39) and (31) in Eq. (20), it follows that:

$$n(t) \approx C_2 \frac{\exp((\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda)\tau) - 1}{\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda} + C_1 \quad (40)$$

$$+ C_3 \frac{\exp(-\lambda t)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} \exp \left(\int \frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} dt \right) - I$$

It is possible to compute the common part, I , using Eq. (22), nevertheless it is more convenient to apply such limit once a concrete reactivity is given.

4. ANALYTICAL APPROXIMATION FOR RAMP AND SINUSOIDAL REACTIVITIES

4.1 Ramp reactivity.

The first case that will be considered is when $\rho(t) = \rho_0 + \gamma t$, which is useful to model a control rod with constant speed. In such context, $\rho_0 = \rho(0)$. Replacing such function in the integral given in (38), it follows that:

$$\int \frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\beta - \rho(t) + \lambda\Lambda} dt = \ln \left((\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda - \gamma t)^{-\frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\gamma}} \right) \quad (41)$$

Therefore:

$$n(t) \approx C_2 \frac{\exp((\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda)\tau) - 1}{\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda} + C_1 + C_3 \frac{\exp(-\lambda t)}{(\beta - \rho_0 - \gamma t + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\gamma} + 1}} - I \quad (42)$$

Now, it is possible to compute I , as well as the constant C_3 :

$$\lim_{\tau \rightarrow \infty} g_0(\tau) = \lim_{t \rightarrow 0} h_0(t) = \frac{C_3}{(\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\gamma} + 1}} = I \quad (43)$$

From which it follows that:

$$C_3 = (C_2 + C_1(\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda))(\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}} \quad (44)$$

After replacing the constants, the following equation for the neutron density is obtained:

$$n(t) \approx C_2 \left(\frac{\exp\left(\frac{(\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda)t}{\Lambda}\right)}{\rho(0) - \beta - \lambda\Lambda} + \frac{(\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}}}{(\beta - \rho_0 - \gamma t + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}+1}} \exp(-\lambda t) \right) \quad (45)$$

$$+ C_1 \left(\frac{\left((\beta - \rho_0 + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}+1} \right)}{(\beta - \rho_0 - \gamma t + \lambda\Lambda)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}+1}} \exp(-\lambda t) \right)$$

Again, it is worth mentioning that all the last steps were omitted in the Amano's work. In order to find the constants C_1 and C_2 , it is possible to use the following initial conditions [19, p. 649]:

$$\left. \frac{dn(t)}{dt} \right|_{t=0} = \frac{\rho(0)N_0}{\Lambda}, \quad n(t)|_{t=0} = N_0 \quad (46)$$

After applying (46), the following solution is obtained:

$$n(t) = \frac{\rho_0 N_0}{(\rho_0 - \beta - \lambda\Lambda)} \exp\left(\frac{\rho_0 - \beta - \lambda\Lambda}{\Lambda} t\right) \quad (47)$$

$$+ N_0 (\beta + \lambda\Lambda) (\beta + \lambda\Lambda - \rho_0)^{\frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}} \frac{\exp(-\lambda t)}{(\beta + \lambda\Lambda - \rho_0 - \gamma t)^{1 + \frac{\lambda(\beta+\lambda\Lambda)}{\gamma}}}$$

4.2 Sinusoidal reactivity.

Following a similar procedure, it is possible to find an analytical solution for a sinusoidal reactivity given by $\rho(t) = \rho_0 + \rho_1 \sin \omega t$, which can be expressed as:

$$n(t) = \frac{\rho_0 N_0}{\rho_0 - \beta - \lambda\Lambda} \exp\left(\frac{\rho_0 - \beta - \lambda\Lambda}{\Lambda} t\right) \quad (48)$$

$$+ \frac{(\beta + \lambda\Lambda) N_0 \exp(-\lambda t)}{\beta + \lambda\Lambda - \rho_0 - \rho_1 \sin \omega t} \exp\left(\frac{2\lambda(\beta + \lambda\Lambda)}{\omega \sqrt{(\beta + \lambda\Lambda)^2 - \rho_1^2}} B(t)\right)$$

where:

$$B(t) = \arctan \left\{ \frac{\beta \tan\left(\frac{\omega t}{2}\right) - \rho_1}{\sqrt{(\beta + \lambda\Lambda)^2 - \rho_1^2}} \right\} - \arctan \left\{ \frac{-\rho_1}{\sqrt{(\beta + \lambda\Lambda)^2 - \rho_1^2}} \right\} \quad (49)$$

There are important issues related with the limitation of this solution, which are not discussed in a detailed way in the Amano's paper. As it can be observed, function $B(t)$ contains the tangent function, which implies that the developed solution is not defined for the same values where such

function does not, in other words:

$$B(t) \text{ is not defined for } \frac{\omega t}{2} = \frac{\pi}{2} + k\pi, \quad k \in \mathbf{Z} \quad (50)$$

Nevertheless, such limitation is not involved in the original formulation of the problem. In other words, there is not a physical and valid reason to exclude the values given in (50) in the original differential equations (8) and (9). On the other hand, it is important to carry out a study about the main values of the tangent function that are used. Strictly speaking, it is only possible to reproduce the values that are showed in **Figure 2** using Eq. (48) and (49), which does not coincide with the graph reported in the Amano's work, where the neutron density is computed in all the time-domain.

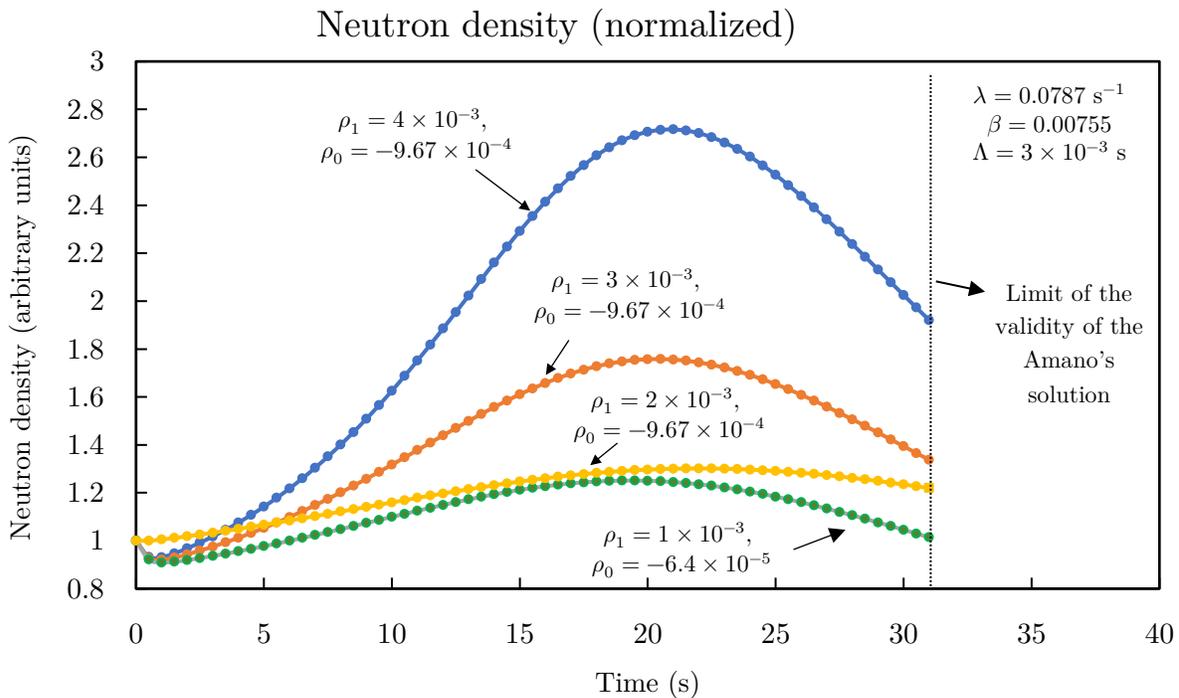


Figure 2. Results for the neutron density that were obtained following the Amano's methodology for a sinusoidal reactivity given by $\rho(t) = \rho_0 + \rho_1 \sin(0.1t/2)$.

Nevertheless, we found that it is possible to extend the solution using an analytical continuation, but the discussion of this issue is beyond the scope of the present work.

5. MAIN STEPS IN THE GENERALIZATION.

As it was mentioned in sections 2.1 and 2.2, the methodology that was used to simplify the differential equation system cannot be extended to the general case, with $m + 1$ delayed precursors groups. Nevertheless, as the main contribution of the present paper, we proposed a new methodology to carry-out such task. Firstly, it is necessary to use the result of a recent work, where we showed that, for constant reactivity, the general solution could be written as [11]:

$$n(t) = \sum_{k=1}^{m+1} A_k \exp(p_k t) \quad (51)$$

where p_k are the roots of the following polynomial:

$$P(x) = x^{m+1} + (S_{1,m} - u)x^m + \left(S_{2,m} - uS_{1,m} - \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=1}^m \lambda_i \beta_i \right) x^{m-1} + \sum_{i=3}^m \left(S_{i,m} - uS_{i-1,m} - \frac{1}{\Lambda} \sum_{j=1}^m \lambda_j \beta_j S_{i-2,m-1}^j \right) x^{m+1-i} - uS_{m,m} - \frac{1}{\Lambda} \sum_{k=1}^m \lambda_k \beta_k S_{m-1,m-1}^k \quad (52)$$

and where:

$$S_{l,n} = \sum_{1 \leq k_1 < k_2 < \dots < k_l \leq n} \left(\prod_{j=1}^l (-\lambda_{k_j}) \right) = \sum_{k_1=1}^{n-l+1} \sum_{k_2=k_1+1}^{n-l+2} \dots \sum_{k_l=k_{l-1}+1}^n \lambda_{k_1} \lambda_{k_2} \dots \lambda_{k_l}, \quad (53)$$

$$S_{l,n}^i = \sum_{\substack{k_1=1 \\ k_1 \neq i}}^{n-l+1} \sum_{\substack{k_2=k_1+1 \\ k_2 \neq i}}^{n-l+2} \dots \sum_{\substack{k_l=k_{l-1}+1 \\ k_l \neq i}}^n \lambda_{k_1} \lambda_{k_2} \dots \lambda_{k_l}, \quad u = \frac{\rho - \beta}{\Lambda}$$

From the theory of linear differential equations, we know that general solution for the following relationship:

$$a_{m+1} \frac{d^{m+1}}{dt^{m+1}} n(t) + a_m \frac{d^m}{dt^m} n(t) + \dots + a_1 \frac{d}{dt} n(t) + a_0 n(t) = 0 \quad (54)$$

is given by:

$$A_1 e^{r_1 t} + A_2 e^{r_2 t} + \dots + A_n e^{r_{m+1} t} \quad (55)$$

if and only if r_1, r_2, \dots, r_{m+1} are the different real roots of the characteristic polynomial given by:

$$a_{m+1} x^{m+1} + a_m x^m + \dots + ax + a_0 = 0 \quad (56)$$

Clearly the polynomial $P(x)$ given in Eq. (52), is the same that Eq. (56). On the other hand, we will apply the m derivative to both sides of Eq. (8):

$$\frac{d^m}{dt^m} \left(\frac{dn(t)}{dt} \right) = \frac{d^m}{dt^m} \left(\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) \right) + \frac{d^m}{dt^m} \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \quad (57)$$

Using the Leibniz formula [23], it follows that:

$$\frac{d^{m+1}}{dt^{m+1}} n(t) = \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=0}^m \binom{m}{i} (\rho(t) - \beta)^{(m-i)} \cdot \frac{d^i}{dt^i} n(t) + \frac{d^m}{dt^m} \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \quad (58)$$

Now, considering the case where $\rho(t) = \rho_0$, it follows that:

$$\frac{d^{m+1}}{dt^{m+1}} n(t) = \left(\frac{\rho - \beta}{\Lambda} \right) \frac{d^m}{dt^m} n(t) + \frac{d^m}{dt^m} \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \quad (59)$$

From which we have that:

$$\begin{aligned}
 -\frac{d^m}{dt^m} \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) &= S_{1,m} \frac{d^m n(t)}{dt^m} + \left(S_{2,m} - uS_{1,m} - \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=1}^m \lambda_i \beta_i \right) \frac{d^{m-1} n(t)}{dt^{m-1}} \\
 &+ \sum_{i=3}^m \left(S_{i,m} - uS_{i-1,m} - \frac{1}{\Lambda} \sum_{j=1}^m \lambda_j \beta_j S_{i-2,m-1}^j \right) \frac{d^{m+1-i} n(t)}{dt^{m+1-i}} \\
 &- \left(uS_{m,m} + \frac{1}{\Lambda} \sum_{k=1}^m \lambda_k \beta_k S_{m-1,m-1}^k \right) n(t)
 \end{aligned} \tag{60}$$

The last relationship is a very important and notorious result, because it generalizes the first step in the Amano's methodology that was discussed in the present work. In fact, as it was mentioned in sections 2.1 and 2.2, one of the main difficulties in such generalization was related to find a relationship for $\sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t)$ in terms of $n(t)$ and its derivatives. Finding this relationship was only possible thanks to the Eq. (52) and (53), which are part of a previous work [11], and even when it is valid only for the cases where $\rho(t)$ is constant, we theorize that it can be extended for the general case. On the other hand, it is possible to conclude that the impossibility of finding a direct replacement, as the one that was used in Section 2, it is related to the fact that it is necessary to factorize a polynomial, which is not possible using standard methods. In other words, we have found the algebraic and polynomial nature of such replacement.

6. CONCLUSIONS.

An analysis of the methodology developed by Amano was carried out in the present work, where the possibility to extend such procedure to the general case, with m groups of delayed precursors was studied. Several steps that were omitted in the original work of Amano were discussed, and an important limitation of the analytical solution for sinusoidal reactivity was found, which it is necessary to study in a more detail. On the other hand, it was possible to find a relationship for the sum $\sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t)$, in terms of $n(t)$ and its derivatives, where it was concluded that a polynomial and algebraic nature is present. The Amano's methodology is a very useful procedure that allows to find analytical approximations to the Point Kinetics Equation, and there is strong evidence that such procedure can be generalized and extended to the case of m delayed precursors group. It is possible to conclude that the present work represents an import step in the future development of fractional analytical solutions as well as the Neutron dynamics theory itself.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors appreciate the financial support received from the Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología, under the "Programa de Estancias Posdoctorales (2022)", with the project: "Desarrollo de modelos fenomenológicos energéticos de orden fraccional, para la optimización y simulación en reactores nucleares de potencia", by which the present development was possible.

REFERENCES

1. Tyror, J. G., *An Introduction to the Neutron Kinetics of Nuclear Power Reactors*. Pergamon Press, Great Britain, (1970).
2. Ott, K. O., Neuhold, R. J. *Introductory Nuclear Reactor Dynamics*. American Nuclear Society. United States of America, (1985).
3. Akcasu, Z., Lellouche, G. S., Shotkin, L. M. *Mathematical Methods in Nuclear Reactor Dynamics*. Academic Press, New York and London, (1971).
4. Duderstadt, J., Hamilton, L. J., *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & SONS, Inc. United States of America, (1976).
5. Espinosa-Paredes, G., Suescún-Díaz, D., “Point Kinetics Equations from P1 Approximation of the Transport Equations”, *Annals of Nuclear Energy*, **Vol. 144**, 107592, (2020).
6. Cruz-López, C., Espinosa-Paredes, G., “Development of the General Bateman Solution Using Fractional Calculus: A Theoretical and Algorithmic Approach”, *Computer Physics Communications*, **Vol. 273**, 108268, (2022).
7. Quintero-Leyva, B., “CORE: A Numerical Algorithm to Solve the Point Kinetics Equations”. Technical Note. *Annals of Nuclear Energy*, **Vol. 35**, p. 2136-2138, (2008).
8. Nahla, A. A. “Analytical Solution to Solve the Point Kinetics Equations. Nuclear Engineering and Design, **Vol. 240**, p. 1622-1629.
9. Anglart, F. *Nuclear Reactor Dynamic and Stability*. KTH Royal Institute of Technology, p. 45-48, (2011).
10. Petersen, C. Z., Dulla, S., Vilhena, M. T. M. B., Ravetto, P. “An Analytical Solution to the Point Kinetics Equation with Time-variable Reactivity by the Decomposition Method”. *Progress in Nuclear Energy*, **Vol. 53**, 1091-1094.
11. Cruz-López, C., Espinosa-Paredes, G., François, J. L., “A New Simplified Analytical Solution to Solve the Neutron Point Kinetics Equations Using the Laplace Transform”, submitted to *Computer Physics Communications* in July, 2022.
12. Schultz, M. A. *Control of Nuclear Reactors and Power Plants*. McGraw-Hill Book Company, Inc., Second Edition, (1961).
13. Nordheim, L. W. “Pile Kinetics”, *Declassified Document. War department. Corps of Engineers, MDDC-35*, (1945).
14. Coveyou, R. R., Mulliken, T. W., “Solution of the Equation $\ddot{N} + (a + bt)\dot{N} + (c + dt)N = 0$, *United States Atomic Energy Commission, Oak Ridge National Laboratory*.
15. Wallach, S., “Solutions of the Pile Kinetic Equations when the Reactivity is a Linear Function of the Time”, WAPD-13, (1930).
16. Hurwitz, H. “On the Derivation and Integration of the Pile-Kinetic Equations”, *United States Atomic Energy Commission, AECD-2438* (1948).
17. Wilkins, J. E., “The Behavior of a Reactor at Prompt Critical when Reactivity is a Linear Function of Time, *Nuclear Science and Engineering*, **Vol. 5**, p. 207-214, (1959).
18. Swanson, C. A., *The Solution of Differential Equations Through Integral Equations*, Master’s Degree Thesis, University of British, Columbia (1953).
19. Amano, F. “Approximate Solution of One-Point Reactor Kinetic Equations for Arbitrary Reactivities”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **Vol. 6**, p. 646-656.
20. Dyke, V. M., *Perturbation Methods in Fluid Mechanics*, Academic Press, (1964).
21. James, G., Dyke, P. *Advanced Modern Engineering Mathematics*, Fifth Edition, Editorial Pearson, Malaysia, (2018).
22. Verhulst, F. “Asymptotic Expansions in the Perturbed Two-Body Problem with Application to Systems with Variable Mass”, *Celestial Mechanics*, **Vol. 11**, p. 95-129, (1975).
23. Binmore, K.G., *Mathematical Analysis: A Straightforward Approach*, Cambridge University Press, Second Edition, (1983).



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica II

Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

Extension of the Validation Basis of Subchanflow by Using Measured Data From the IEA-R1 Research Reactor

Juan Carlos Almachi and Victor Hugo Sanchez-Espinoza

*Karlsruhe Institute of Technology (KIT), Institute of Neutron Physics and Reactor Technology (INR)
Hermann-vom-Helmholtz-Platz-1, 76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Germany
juan.nacimba@partner.kit.edu; victor.sanchez@kit.edu*

Abstract

The high-fidelity coupled code Serpent2/SCF was recently extended at KIT for the detailed analysis of MTR-cores consisting of fuel assemblies with plate-type fuel and control elements. Serpent 2 and Subchanflow were successfully validated using SPERT IV D12/25 and RA-6 tests. This paper presents an extension of the validation basis of Subchanflow using experimental data measured in the IEA-R1 reactor. The experimental data were measured with an instrumented fuel assembly (IFA) installed inside the reactor core. The IFA consists of 18 plates spaced 2.89 mm from each other, forming 17 internal channels. The thermocouples, type K, are axially distributed on three plates, two external (plates 1 and 18) and one central (plate 9). The sensed values correspond to a series of 2 tests in which a steady-state was achieved. The global measured values correspond to the temperature of the cooling fluid at the outlet of the IFA. The other measurements are focus on the temperature of the cladding of the aluminum plates. The extension of the validation basis of Subchanflow is very important for use of the code within a licensing process. The results show that the difference in coolant temperature between the measured and calculated values are between ± 0.02 °C. In addition, a maximum cladding temperature difference of 3.9 °C and a minimum of 0.1 °C were obtained, where the central plate had the most significant difference.

1. INTRODUCTION

In contrast to power reactors, which are analyzed with high-fidelity codes combining neutronics and thermal-hydraulics (N/TH), the analysis of reactor cores with plate-type fuel is done with thermal-hydraulic codes adapted with an equivalent plate approach or heuristic methods [1]. This approach has some limitations, as described in [2] and [3]. The Subchanflow code (SCF) has been extended to analyze plate-type fuels. Initially, the MTR-related models were validated using the experimental data from a test facility named RA-6 [4,5]. The results obtained were encouraging and allowed to proceed with the research and development of more sophisticated models. The coupled code Serpent2/Subchanflow developed for LWRs [6] was modified for research reactors with plate-type fuel [7]. To assess the prediction capability of the extended Serpent2/SCF, the IAEA reactor 10 MW was simulated. The results of this novel detailed high-fidelity simulation at the plate/subchannel level were very impressive and they are published in [7] [8]. However, there is a need to extend the validation basis of Subchanflow by performing new validation studies considering additional tests. For this purpose, the data of the experimental IEA-R1 reactor were used, and

the main results will be discussed here. The IEA-R1 research reactor is equipped with an Instrument Fuel Assembly (IFA). It contains 18 thin plates, at a distance of 2.89 mm from each other forming 17 internal channels through which the coolant flows downward. The thermocouples are axially distributed on three plates, two lateral (plates 1 and 18) and one central (plate 9). The temperature data of the fluid at the outlet of the IFA and the fuel cladding plates are stored when the tests reach a steady state. The tests performed were presented to the scientific community in the framework of the IAEA CRP project and served as a basis for the validation of different thermal-hydraulic codes [9]. This work consists of five sections. The second section contains a description of the IEA-R1 reactor, geometrical dimensions, and thermophysical properties. The third section contains a brief introduction to the Subchanflow code (SCF), assumptions, and simplifications for the numerical representation of the IFA model. The fourth section contains the global temperature and pressure results as well as the temperature profiles of the three plates used for the SCF validation. Finally, the last section includes the main conclusions of the investigation.

2. IEA-R1 DESCRIPTION

The IEA-R1 is a light water-cooled and moderated research reactor of the pool type with graphite reflection. It was developed by Babcock & Wilcox. It was the first reactor to be commissioned in the Southern Hemisphere on September 16, 1957 [10]. Figure 1 shows the design of the IEA-R1. It can be seen that the small core is immersed in the bottom of the water basin and is surrounded by horizontal irradiation tubes and shielding.

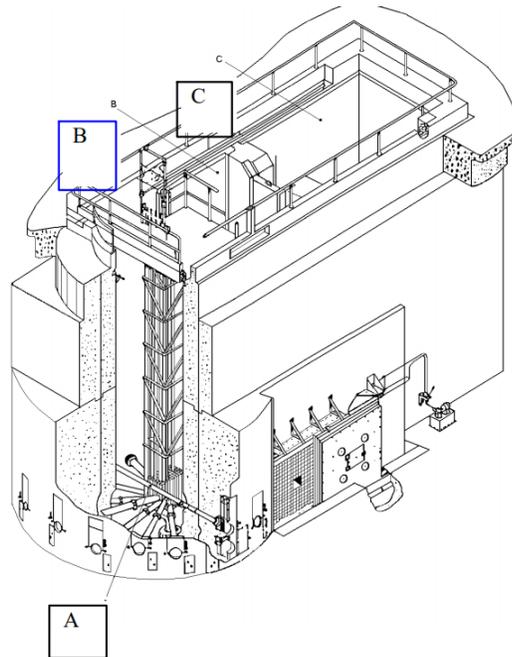


Figure 1. General view of the reactor pool structures, obtained from [10]

Figure 2 illustrates a typical configuration of IEA-R1, including the pneumatic system used for NAA (neutron activation analysis) and the irradiation elements for in-core irradiation. The reactor

core, reflector (graphite), and irradiation elements are housed in an 8×10 grid plate suspended from a structure connected to a bridge at the top of the pool. Currently, the core consists of a 5×5 array of fuel assemblies (FA) with 18 plates of low enrichment uranium oxide (LEU -U3O8Al). The control assemblies are four and are located around the center, and the neutron material absorber is an Ag-In-Cd type.

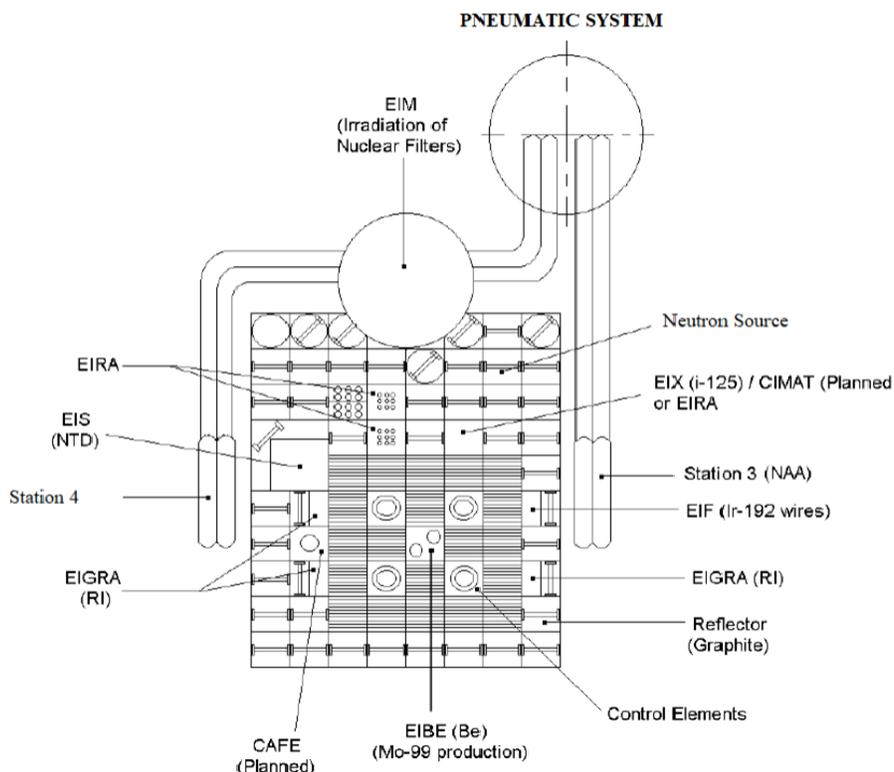


Figure 2. Typical grid configuration of IEA-R1, obtained from [10]

Figure 3 shows the top view of the IAE-R1 core. The location of the fuel assemblies, the irradiation positions, the reflector and the control rods can be observed there. The Instrumented Fuel Assembly (IFA) is placed in position (6, 8). It is built to a scale of 1:1, retaining all geometric dimensions of a Standard Fuel Assembly (SFA). Thermophysical properties are also maintained to obtain a real model inside the reactor core. The main objective of the Instrumented Fuel Assembly (IFA) is to measure the temperature of the coolant and the surface of the fuel plates under full operating conditions [11]. The IFA has 18 fuel plates distributed at a distance of 2.89 mm, forming 17 internal channels and two around whose value corresponds to half a channel. It has 14 thermocouples distributed in three regions: reflective side channel, center channel, and side channel of an adjacent unit. The IFA is equipped with sensors to measure the temperature of the coolant (TF) and the surface of the fuel plates (TC). For this purpose, K-type thermocouples have been installed in three regions: reflector side, central, and FA side. The positions can be seen in Table I and Figure 4.

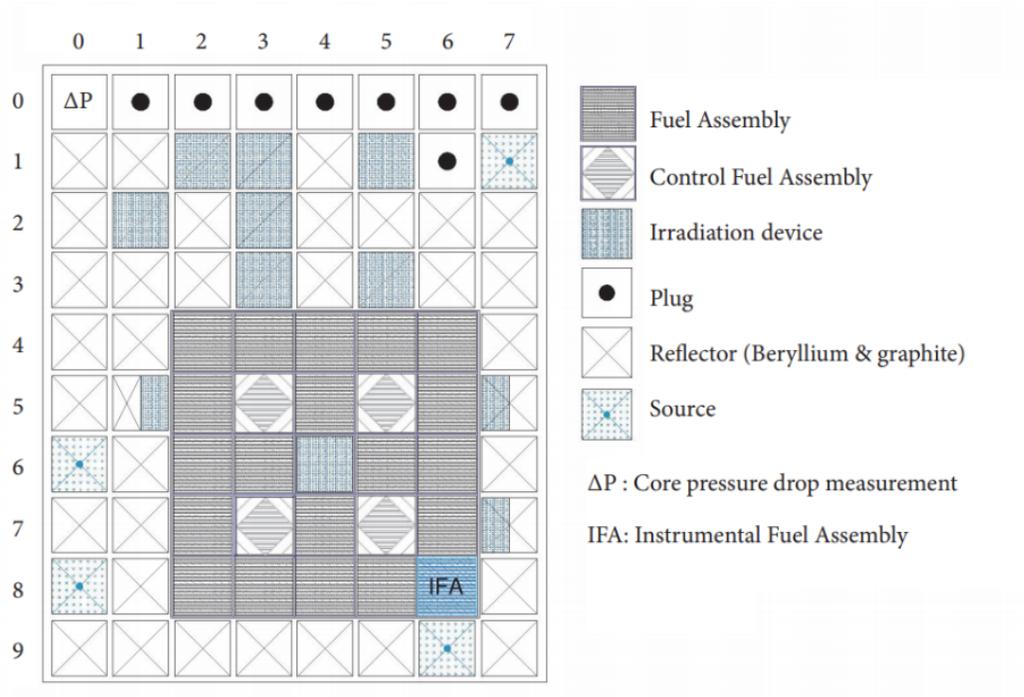


Figure 3. Top view of configuration 243 of the IEA-RA nuclear core, obtained from [11]

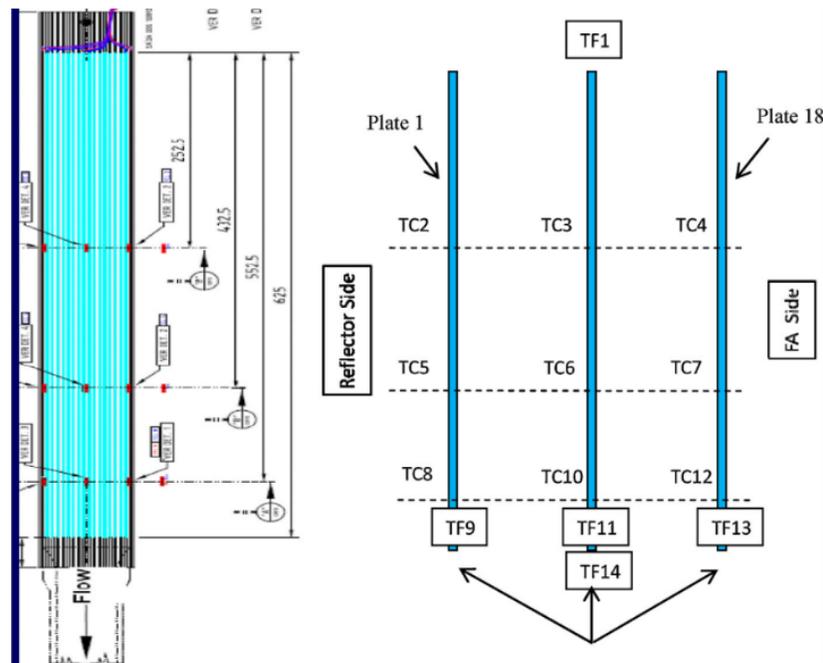


Figure 4. Location of the thermocouples in the IFA, obtained from [11]

Table I. Locations and symbols of IFA thermocouples

Position from top [mm]	Reflector side (plate 1)	Central (plate 9)	FA side (Plate 18)
252.5	TC2	TC3	TC4
432.5	TC5	TC6	TC7
552.5	TC8	TC10	TC12
552.5	TC9	TC11	TC13

2.1. Geometry and Dimensions of the Instrumented Fuel Assembly

The axial and radial dimensions of the fuel assembly instrumentation were taken from the literature reports presented in [12,13,14]. The IFA has 18 plates that form 17 rectangular channels through which the cooling fluid flows downwards. The radial and axial measurements are used to create the SCF model, see Figure 5.

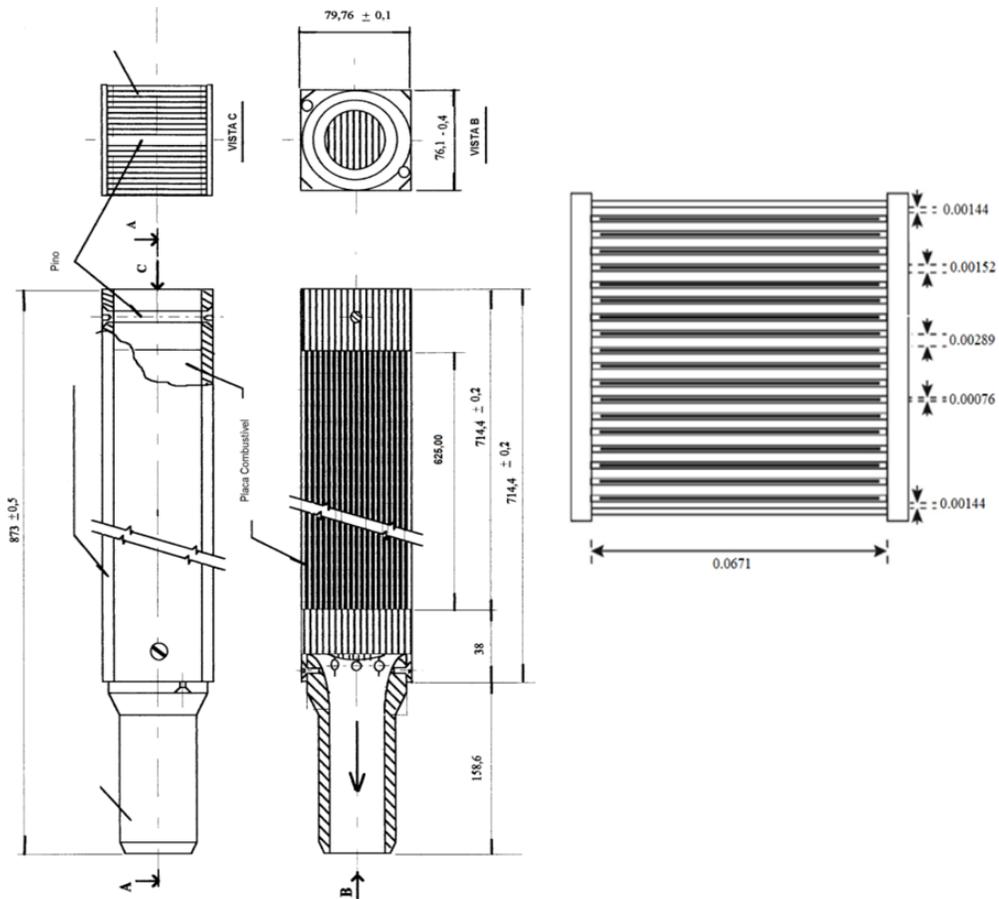


Figure 5. Radial and axial dimensions of Instrumental Fuel Assembly from [12,13,14]

2.2. Material Properties

The MTR-fuel of the IEA-R1 reactor consists of fuel meat and cladding material. The thermo-physical parameters necessary for heat conduction are summarized in Table II, [15,16,17].

Table II. IEA-R1 fuel and cladding properties

Material	Fuel ($U_3O_8 - Al$)	Plate (Al)
Conductivity ($\frac{W}{mK}$)	11	180
Specific heat ($\frac{J}{kgK}$)	123.02	892
Density ($\frac{kg}{m^3}$)	2300	2700

2.3. Tests Performed at the IFA

In this work, the measured temperature values in the steady-state tests are used for validation of SCF [17]. The boundary conditions are given in Table III. The mass flow rate values (6.27 kg/s) for tests have been obtained by interpolation from the experimental measurements presented in [14].

Table III. Operational conditions of IFA tests and of the reactor

Parameter	Units	Test 1	Test 2
Pressure outlet	Pa	162165	162165
Power (IFA)	W	128000	147610
Temperature inlet	°C	32.69	31.67
Inlet flow rate (IFA)	Kg/s	6.27	6.27

3. THERMAL-HYDRAULIC CODE SUBCHANFLOW

Subchanflow (SCF) is a thermal-hydraulic subchannel code developed at the Karlsruhe Institute of Technology [18]. SCF is a very versatile code and has been coupled with various deterministic and Monte Carlo codes for high-fidelity analysis of BWR, PWR, VVER and MTR reactors [6,7,19]. The SCF numerical solution of SCF is based on solving the equations for conservation of mass, momentum, and energy. Special correlations and constitutive equations are used to close the system. The latest version of SCF includes the solution of heat conduction in plate-type fuel, special correlations, and downflow have been included for MTR reactor analysis [5].

3.1. Assumptions and Simplifications

The following assumptions and simplifications are used for the simulation of the IFA model:

- Steady-state power and coolant flow.
- Pressure losses due to acceleration of elevation present in a downward flow are considered negligible due to the scarcity of experimental data.
- Each water channel (17 in total) is represented by a subchannel with 100 axial cells, see Figure 6. The plate as a whole is divided into two sections, the fuel and cladding section. 3 and 2 cells are used in the x-direction, see Figure 7.

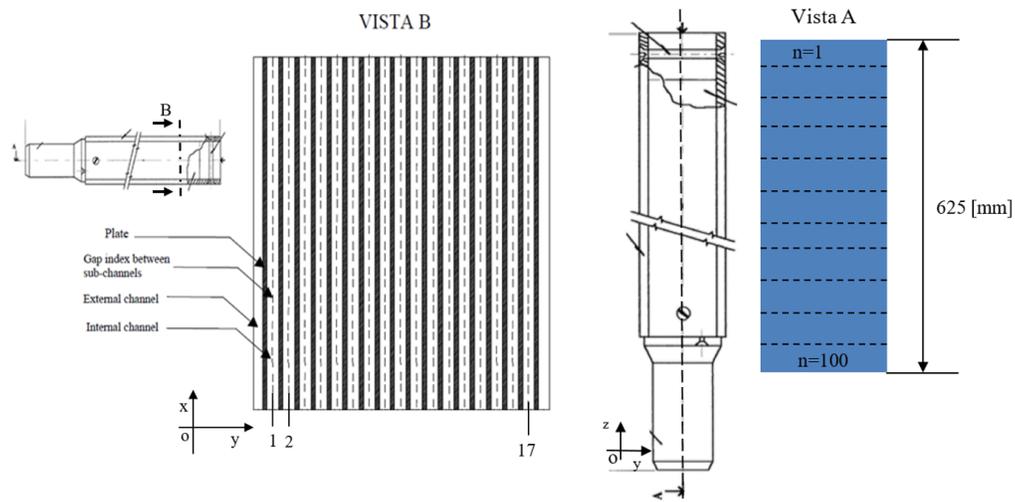


Figure 6. Radial (left) & axial (right) coolant representation, figures adapted from [11,13]

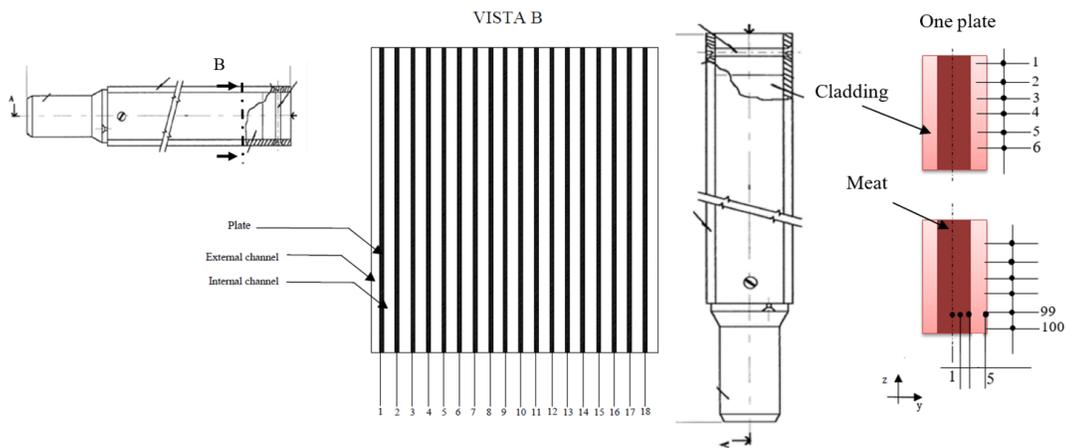


Figure 7. Radial (left) & axial (right) plate representation, figures adapted from [11,13]

The shape of the relative axial heat flux of the IFA obtained from [14] is shown in Figure 8, where it can be seen that it has its lowest values at the inlet of the coolant (upper part of the active length). The highest relative heat flux is almost in the middle; after that, it decreases slightly until the end of the active length (lower part).

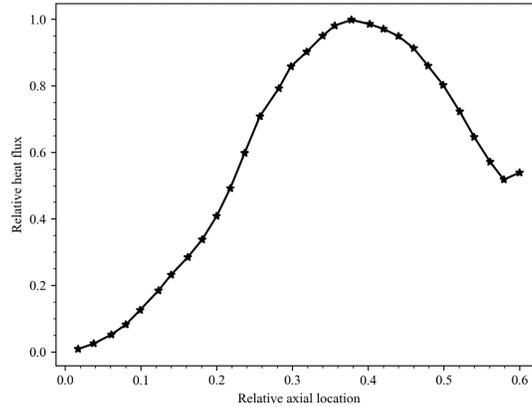


Figure 8. Relative heat flux for the IFA

3.2. Empirical Correlations

The correlations are presented in Table IV. The friction factors recommended in the [20] are used for the pressure drop. The heat transfer correlation developed for the research reactor JRR-3 and proposed by [21] is used.

Table IV. Pressure drop and heat transfer correlations for IEA-R1

Parameter	Correlations
Laminar pressure drop	$f = \frac{0.0791}{Re^{0.25}}$
Turbulent pressure drop	$f = 0.0460Re^{-0.20}$
Heat transfer, Y-Sudo	$Nu = \frac{0.029Re^{0.8}Pr}{[1+1.54Pr^{-\frac{1}{4}}Re^{-0.1}(Pr-1)]}$

4. DISCUSSION OF SELECTED RESULTS

The steady-state simulations of the IFA for the thermal-hydraulic conditions of the two tests were performed with SCF using the specified friction factor relationships and the Y-Sudo correlation for the heat transfer between the plate and the coolant. First, the coolant temperatures measured at the outlet of the IFA during the two tests are compared with those calculated by SCF in Table V. The difference of experimental temperature with that calculated by SCF is in the range of ± 0.02 °C.

On the other hand, the relative error as a percentage of the predicted pressure drop with respect to the measured one is about -4.43 %, Table VI. The experimental results with respect to the pressure drop were not rigorously studied in this set of tests, but their values can be used as a reference.

Table V. Global parameter predicted by the code SCF, Outlet temperature fluid

Item	Experimental [°C]	SCF [°C]	Difference [°C]
Test 1	37.60	37.58	0.02
Test 2	37.28	37.30	-0.02

Table VI. Global parameter predicted by the code SCF, pressure drop

Item	Experimental [Pa]	SCF [Pa]	Error relative %
Test 1	7835	7488	-4.43
Test 2	7835	7481	-4.522

Figure 9 contains the comparison of the temperature measured at three different positions within the IFA, namely at the surface of the fuel plates located at the Reflector side (plate-1), center (plate-9), and FA side (plate-18), with the ones predicted by SCF. The experimental temperature values are different for the different radial positions of each plate and of course along the elevations. Considering only the experimental results, it can be concluded that the largest temperatures were measured at the Plat-18 of the FA side, followed by plate 1 (reflector side) and the center plate 9.

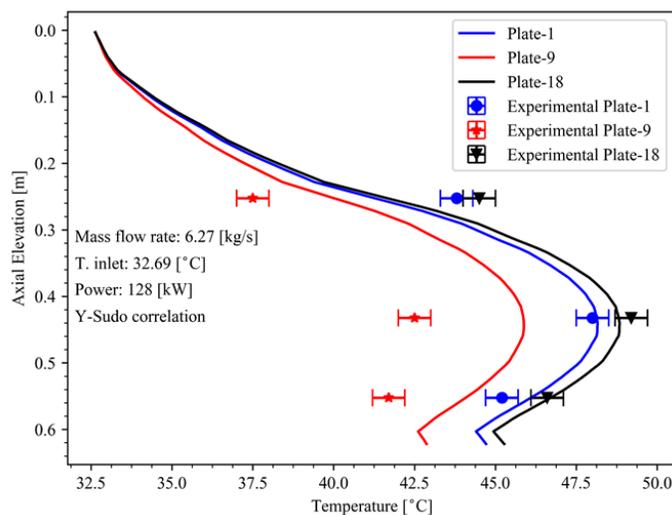


Figure 9. Temperature profiles of the cladding on different plates, test 1.

As shown in Figure 10, the central plate-9 and FA side plate-18 have the highest temperature difference between the experimental and SCF simulated values, with values of -3.3 °C and 2.8 °C respectively.

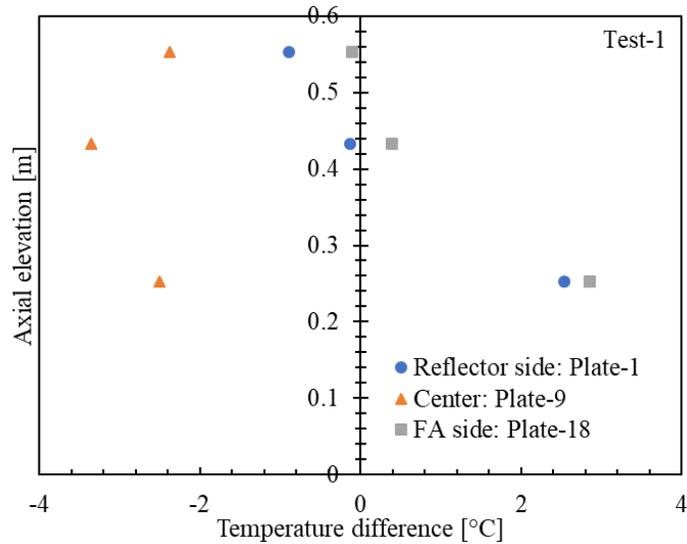


Figure 10. Cladding temperature difference for Test 1.

Figures 11 and 12, belonging to test 2, show the same behavior as in test 1. The central plate has higher temperature difference values, in this case, SCF overestimates all temperature values. Based on the observation of both tests, it is obtained that the temperature values simulated by SCF in the lower part of the fuel assembly present a better temperature difference.

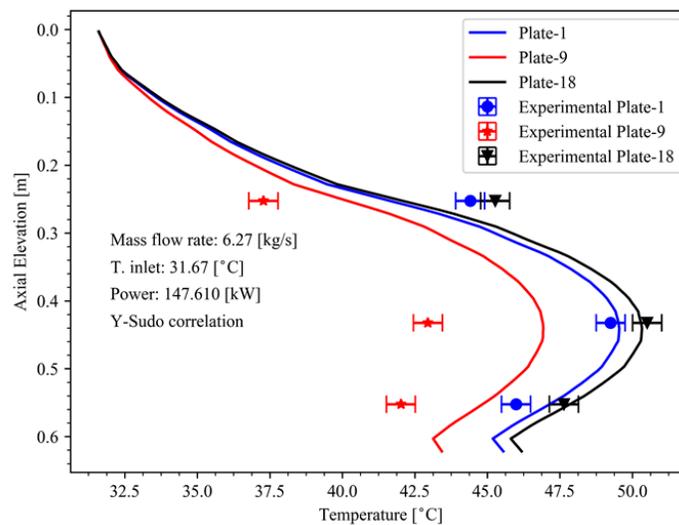


Figure 11. Temperature profiles of the cladding on different plates, test 2.

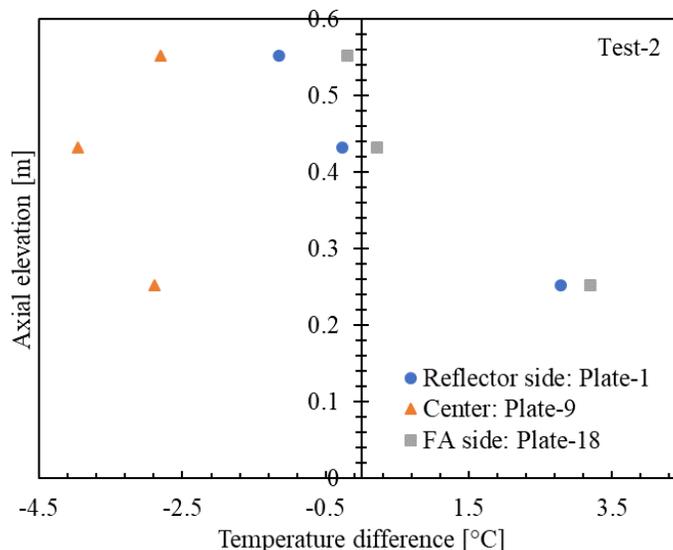


Figure 12. Cladding temperature difference for Test 2

5. CONCLUSIONS

This paper presents and discusses an additional validation of Subchanflow using the data of the tests at the IEA-R1 research reactor. The results obtained by SCF have been compared with the experimental values getting good results: the coolant temperature difference between the measured and predicted values is slight and ranges between ± 0.02 °C. In case of the comparison of the cladding temperature of the plates 1, 9 and 18, the absolute temperature difference between data and predictions is between 3.9 °C and 0.1 °C. The performed investigations confirm the excellent prediction capability of Subchanflow regarding thermal hydraulic parameters of plate-type fuel used in MTR research reactors.

ACKNOWLEDGMENTS

The author is very grateful to the main developer of the Subchanflow code U. Imke. Also to E. Umbehaun for his research activities related to the experimental data of IEA-R1.

REFERENCES

- [1] V. Koppers and M. K. Koch. "Heuristic methods in modelling research reactors for deterministic safety analysis." In *Annual meeting on nuclear technology*, pp. 464–468. Berlin Germany (2018).
- [2] M. Margulis and E. Gilad. "Simulations of SPERT-IV D12/15 transient experiments using the system code THERMO-T." *Progress in Nuclear Energy*, **109**, pp. 1–11 (2018).
- [3] J.-M. Labit, N. Seiler, O. Clamens, and E. Merle. "Thermal-hydraulic two-phase modeling of reactivity-initiated transients with CATHARE2 – Application to SPERT-IV simulation." *Nuclear Engineering and Design*, **381** (2021).

- [4] J. C. Almachi, U. Imke, and V. H. Espinoza-Sanchez. “Extensions of Subchanflow for Thermal Hydraulic,” In *Proceedings of the European Research Reactor Conference.* In *Proceedings of the European Research Reactor Conference*, pp. 1–10. Helsinki Finland (2020).
- [5] J. C. Almachi, V. Sánchez-Espinoza, and U. Imke. “Extension and validation of the SubChanFlow code for the thermo-hydraulic analysis of MTR cores with plate-type fuel assemblies.” *Nuclear Engineering and Design*, **379** (2021).
- [6] D. Ferraro, M. García, V. Valtavirta, U. Imke, R. Tuominen, J. Leppänen, and V. Sanchez-Espinoza. “Serpent/SUBCHANFLOW pin-by-pin coupled transient calculations for the SPERT-III hot full power tests.” *Ann Nucl Energy*, **142** (2020).
- [7] J. C. Almachi, V. H. Sánchez-Espinoza, and U. Imke. “High-Fidelity Steady-State and Transient Simulations of an MTR Research Reactor Using Serpent2/Subchanflow.” *Energies*, **15** (2022).
- [8] J. C. Almachi, V. H. Espinoza-Sanchez, U. Imke, and L. Mercatali. “High-fidelity analysis of MTR core using serpent 2/ SubChanFlow.” In *Proceedings of the European Research Reactor Conference*, pp. 1–10. Finland, Helsinki (2021).
- [9] IAEA. *Benchmarking against Experimental Data of Neutronics and Thermohydraulic Computational Methods and Tools for Operation and Safety Analysis of Research Reactors.* INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY TECDOC-1879, Vienna Austria (2019).
- [10] J. R. Maiorino. “The utilization and operational experience of IEA-R1 Brazilian research reactor.” In *International symposium on research reactor utilization, safety and management*, pp. 1–10. Lisbon Portugal (2000).
- [11] P. E. Umbehaun, D. A. Andrade, W. M. Torres, and W. Ricci-Filho. *IEA-R1 Nuclear Reactor: Facility specification and experimental results.* INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Technical Reports Series, 480, Vienna (2015).
- [12] P. E. Umbehaun. *Development of an instrumented fuel assembly for the IEA-R1 research reactor.* Thesis Ph.D. Institute of Energy and Nuclear Research, University of Sao Paulo, Sao Paulo Brazil (2016).
- [13] P. E. Umbehaun and W. M. Torres. “Thermal-hydraulic analysis of the IEA-R1 research reactor – a comparison between ideal and actual conditions.” In *Proceedings of 17th International Congress of Mechanical Engineering, COBEM*, pp. 1–12. Sao Paulo (2003).
- [14] P. Umbehaun, W. Torres, J. Souza, M. Yamaguchi, A. e Silva, R. de Mesquita, N. Scuro, and D. de Andrade. “Thermal Hydraulic Analysis Improvement for the IEA-R1 Research Reactor and Fuel Assembly Design Modification.” *Journal of Nuclear Science and Technology*, **8**, pp. 54–69 (2018).
- [15] R. Nasir, M. K. Butt, S. M. Mirza, and N. M. Mirza. “Simultaneous multiple reactivity insertions in a typical MTR-type research reactor having U3Si2–Al fuel.” *Annals of Nuclear Energy*, **85**, pp. 869–878 (2015).
- [16] J. Matos and J. Snelgrove. *Selected thermal properties and uranium density relations for alloy, aluminide, oxide and silicide fuels.* INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY TECDOC 643, Vienna (1992).
- [17] A. Hainoun, A. Doval, P. Umbehaun, S. Chatzidakis, N. Ghazi, S. Park, M. Mladin, and A. Shokr. “International benchmark study of advanced thermal hydraulic safety analysis codes against measurements on IEA-R1 research reactor.” *Nuclear Engineering and Design*, **280**, pp. 233–250 (2014).

- [18] U. Imke and V. Sanchez-Espinoza. “Validation of the subchannel code SUBCHANFLOW using the NUPEC PWR tests (PSBT).” *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2012** (2012).
- [19] D. Ferraro, V. Valtavirta, M. García, U. Imke, R. Tuominen, J. Leppänen, and V. Sanchez-Espinoza. “OECD/NRC PWR MOX/UO₂ core transient benchmark pin-by-pin solutions using Serpent/SUBCHANFLOW.” *Ann Nucl Energy*, **147**, p. 107745 (2020).
- [20] IAEA. *Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium Fuels: Guidebook*. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY TECDOC-233, Vienna Austria (1980).
- [21] Y. Sudo, M. Kaminaga, and K. Minazoe. “Experimental study on the effects of channel gap size on mixed convection heat transfer characteristics in vertical rectangular channels heated from both sides.” *Nuclear Engineering and Design*, **120**, pp. 135–146 (1990).

Two-phase Flow Analysis in Molten Salt Reactor

*Jorge Domínguez Alfaro, Gilberto Espinosa-Paredes,
Rodolfo Vázquez Rodríguez, Érick-G. Espinosa-Martínez*
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
jorge.dominguez.alfaro@gmail.com ; gepe@xanum.uam.mx;
rvr@xanum.uam.mx; yurihillel@gmail.com

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Stockholm, Sweden.
alpere@kth.se

Abstract

In this paper, a dynamic analysis of a Molten Salt Nuclear Reactor (MSR) in the presence of highly dispersed bubbling flow is presented. The mathematical models used, consider heat transfer in two-phase flow (liquid-gas) without thermodynamic equilibrium and a relative flow model to calculate the velocities of each of the phases and the volume fraction occupied by the gas phase (void fraction). The decay of neutron precursors is considered inside and outside the reactor core because the nuclear fuel has also the function of cooling and when passing through the heat exchangers it has an effect on power generation.

1. INTRODUCTION

The molten salt nuclear reactors (MSR) are high-efficiency reactors which are part of the IV generation reactors. This technology use thorium or uranium fuel, which represents an advantage in technology, due that they can be breeding reactors or for burning waste from existing reactors like PWRs and BWRs which would decrease the production of nuclear waste. In this technology, the fuel salt that can be uranium tetrafluoride (UF₄) or thorium tetrafluoride (ThF₄) dissolved in a mixture of salts such as lithium fluoride with beryllium fluoride (LiF-BeF). The fuel salt enters the core with a temperature of around 650 °C and recirculates in approximately 5 seconds, while a fission chain reaction is carried out that reaches temperatures of up to 750 °C and is moderated using graphite. The mixtures of salts vary according to the design of the reactor [1]. There are designs of this technology in which the reactor core is coated with a salt of fertile material to produce fuel [2]. In the MSR cycle, molten salts are generally used as fuel or as coolant. This technology is considered one of the safest, due that the salts (fuel/coolant) have high melting temperatures, if a molten salt leak occurs, it will freeze, and no radioactive materials will be

released. These are fission reactors that are in the fast or thermal spectrum and use a fluid mixture of molten salts as fuel and/or coolant [3].

The dynamics of the MSR have unique characteristics compared to conventional reactors because it is a circulating fuel reactor. Research on MSR has intensified in recent years, e.g., [4]-[9]. A research problem of interest, that has been addressed with some success [10], is the migration of delayed-neutron precursors in the circulating fuel caused by delayed temperature feedback effects.

In this work we analyze the dynamic behavior of the reactor in the presence of two-phase flow, due to the bubbling of helium to transport some fission fragments that form in the liquid fuel.

2. MOLTEN SALT REACTOR MODEL DESCRIPTION

The core of a molten salt nuclear reactor can be schematically represented as a vertical cylinder, in which the flow of liquid fuel is ascending, also having a highly dispersed injection of helium gas in the core, which uses graphite as a moderator, and presents residence times of the liquid fuel in the reactor core and in the external loop that is related to the heat exchanger (Figure 1).

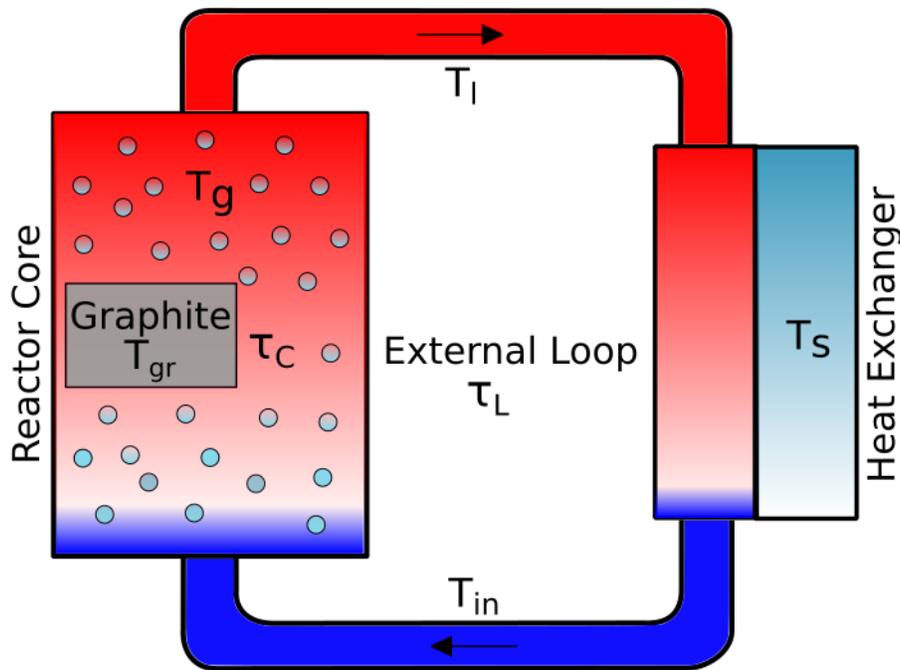


Figure 1. Schematic diagram of the model of a molten salt nuclear reactor

The liquid flows upward as a continuous phase, and the gas is dispersed in the liquid as individual bubbles. These bubbles are distributed throughout the cross section, and increase in number, size, and velocity with increasing gas flow. The speed of bubble flow differs from the speed of the liquid phase.

2.1. Power generation

The neutron density n , in the reactor as a function of time, which is related to the production of fast neutrons and the rate of delayed neutrons is given by:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho_{net}(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda c(t) \quad (1)$$

where n is the neutron density, ρ_{net} is the net reactivity, t is the time, β is the delayed neutron fraction, Λ is the neutron generation time, λ is the decay constant, and c is the concentration of precursors of delayed neutrons.

The concentration of precursors $c(t)$, in the core considers the effects of production, decay, and transport due to convective transport. In the core of the reactor, it is calculated as [11]:

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda c(t) - \frac{c(t)}{\tau_C} + \frac{c(t - \tau_L)}{\tau_C} e^{(-\lambda \tau_L)} \quad (2)$$

where, τ_C is the core time constant, and τ_L is the loop time constant.

The net reactivity ρ_{net} , is given by:

$$\rho_{net}(t) = \rho_{ext}(t) + \alpha_f (\langle T_l \rangle - \langle T_l \rangle_0) + \alpha_{gr} (T_{gr}(t) - T_{gr0}) \quad (3)$$

where ρ_{ext} is the external reactivity, α_f is the fuel reactivity coefficient, T_l is the liquid fuel temperature, α_{gr} is the graphite reactivity coefficient, and T_{gr} is the graphite temperature.

In Eq. (3) $\langle T_l \rangle$ is given by,

$$\langle T_l \rangle = \frac{1}{V} \int_V T_l dV \quad (4)$$

where V is the total volume.

The external reactivity ρ_{ext} , is given by [11]:

$$\rho_{ext}(t) = \frac{\Lambda}{n(t)P_0} \left[- \left(\lambda c + \frac{n(t)P_0}{\Lambda} (\rho_{th}(t) + \rho_0 - \beta) \right) + P_0 \frac{dn}{dt} + kP_0 (1 - n(t)) \right] \quad (5)$$

where P_0 is the initial power, ρ_{th} is the thermal reactivity, ρ_0 is the initial reactivity, and k is the control gain.

The graphite temperature T_{gr} , is given by the balance equation:

$$\frac{dT_{gr}(t)}{dt} = \frac{K_{fgr}}{m_{gr}Cp_{gr}} \langle T_l \rangle - T_{gr}(t) + \frac{\gamma_{gr}}{m_{gr}Cp_{gr}} P_0 n(t) \quad (6)$$

where K_{fgr} is the graphite heat transfer parameter, m_{gr} is the graphite mass, Cp_{gr} is the graphite specific heat capacity, and γ_{gr} is the heat transfer parameter of the graphite.

The temperature in the heat exchanger T_{hex} , is obtained with the following balance equation:

$$\frac{dT_{hex}(t)}{dt} = \frac{\langle w_l \rangle}{m_h} (\langle T_l \rangle - T_{hex}(t)) + \frac{k_{hs}}{m_h Cp_l} (T_s - T_{hex}(t)) \quad (7)$$

where w_l is the average mass flow of the liquid fuel, m_h is the exchanger mass, k_{hs} is the heat transfer parameter, Cp_l is the liquid fuel specific heat capacity, and T_s is the temperature of the external.

The average mass flow $\langle w_l \rangle$, is defined in the same way as Eq. (4). Finally, the one-dimensional time dependent power generation per unit volume is given by:

$$\langle q_l'''(t, z) \rangle^l = \frac{P_0 n(t) \psi(z)}{V} \quad (8)$$

where q''' is the volumetric power generation, and ψ is the power profile.

2.2 Two-phase flow heat transfer in the MSR

The two-phase flow heat transfer model is a model with scaled heat transfer coefficients at the reactor scale, which is a two-equations model. This model in one-dimensional form is given by [12]:

Liquid fuel

$$\begin{aligned} & (\rho Cp)_l \varepsilon_l \frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial t} - (\rho Cp)_l \langle T_l \rangle^l \frac{\partial \varepsilon_l}{\partial t} + (\rho Cp)_l \frac{\partial (\varepsilon_l v_{l_z} \langle T_l \rangle^l)}{\partial z} + k_l \left(\frac{\partial \varepsilon_l}{\partial z} \frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial z} \right) \\ & = \frac{\partial}{\partial z} \left(K_{ll_{zz}} \frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial z} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(K_{lg_{zz}} \frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial z} \right) + u_{ll_{zz}} \frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial z} + u_{lg_{zz}} \frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial z} \end{aligned} \quad (9)$$

$$-a_v h (\langle T_l \rangle^l - \langle T_g \rangle^g) + \varepsilon_l \langle q_l''' \rangle^l$$

where ε_l is the liquid fuel volume fraction, v_{l_z} is the liquid fuel velocity, K is the effective conductivities, $u_{ll_{zz}}$ is the effective heat transfer coefficient, T_g is the gas phase temperature, h is the enthalpy, and a_v is the area density.

Helium bubbles

$$\begin{aligned}
 & (\rho C p)_g \varepsilon_g \frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial t} - (\rho C p)_g \langle T_g \rangle^g \frac{\partial \varepsilon_g}{\partial t} + (\rho C p)_g \varepsilon_g \frac{\partial v_{gz} \langle T_g \rangle^g}{\partial z} + k_g \left(\frac{\partial \varepsilon_g}{\partial z} \frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial z} \right) \\
 & = \frac{\partial}{\partial z} \left(K_{ggzz} \frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial z} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(K_{glzz} \frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial z} \right) + u_{ggzz} \left(\frac{\partial \langle T_g \rangle^g}{\partial z} \right) + u_{glzz} \left(\frac{\partial \langle T_l \rangle^l}{\partial z} \right)
 \end{aligned} \tag{10}$$

$$-a_v h (\langle T_g \rangle^g - \langle T_l \rangle^l)$$

where ε_g gas phase volume fraction, v_{gz} is the gas phase velocity.

In Eq. (10) $\langle T_l \rangle^l$ and $\langle T_g \rangle^g$ are given by:

$$\langle T_l \rangle^l = \varepsilon_l^{-1} \langle T_l \rangle \tag{11}$$

$$\langle T_g \rangle^g = \varepsilon_g^{-1} \langle T_g \rangle \tag{12}$$

2.2.1. Scaled heat transfer coefficient

The scaled heat transfer coefficients were obtained with a cubic cell, where the helium bubble is located at the centroid. In Tables I and II, the scaled heat transfer coefficients used in this work are presented, i.e., for three vacuum fractions.

Table I. Scaled thermal conductivity at z-coordinate [13]

ε_g	K_{ll} [W/mK]	K_{gg} [W/mK]	K_{lg} [W/mK]	K_{gl} [W/mK]
0.0067	1.0016	1.02×10^{-3}	1.614×10^{-2}	5.5894×10^{-9}
0.1	0.9088	1.52×10^{-2}	2.008×10^{-5}	2.0739×10^{-7}

Table II. Scaled convective heat transfer coefficient [13]

ε_g	u_{ll} [W/m ² K]	u_{gg} [W/m ² K]	u_{lg} [W/m ² K]	u_{gl} [W/m ² K]	* $a_v h$ [W/m ³ K]
0.0067	0.1263	0.0129	0.0022	0.001	1.5985×10^3
0.1	0.002	0.5286	0.1530	0.0007	1.6085×10^3

* Interfacial heat transfer coefficient

2.3 Two-phase drift flux model

The two-phase flow heat transfer in the MSR (Equations 8 and 9) contains terms of the gas v_{gz} , and liquid v_{lz} velocities, as well as the volume fraction ε_g . To obtain these variables, the drift

flux model is applied, representing the interfacial characteristics between phases to a wide range of two-phase systems in a simple and direct way. The void fraction equation is given by:

$$\rho_g \frac{\partial \varepsilon_g}{\partial t} + \rho_g v_g \frac{\partial \varepsilon_g}{\partial z} = -f(\varepsilon_g) \quad (13)$$

where,

$$f(\varepsilon_g) = \varepsilon_g \frac{\partial \rho_g}{\partial t} + \varepsilon_g v_g \frac{\partial \rho_g}{\partial z} + \varepsilon_g \rho_g \frac{\partial v_g}{\partial z} \quad (14)$$

The gas and liquid velocities are calculated as:

$$v_g = \frac{j_g}{\varepsilon_g} \quad (15)$$

$$v_l = \frac{j_l}{(1 - \varepsilon_g)} \quad (16)$$

where the superficial gas velocity is given by [14],

$$j_g = \varepsilon_g \left[C_0 j_g + j_l + v_{gj} \right] \quad (17)$$

where C_0 and v_{gj} , are parameters of the drift flux.

2.3.1 Momentum equation in the core

The pressure drop in the core is obtained with the following equation:

$$\frac{L}{A_{x-s}} \frac{dw}{dt} = \Delta P + \left(\frac{G_m^2}{\rho_m} \right)_z - \left(\frac{G_m^2}{\rho_m} \right)_{z+\Delta z} - \frac{\phi_{f0}^2 C_{f0} G_m^2 \Delta z}{D_h \rho_l} - g \rho_m \Delta z \quad (18)$$

where,

$$\rho_m = \varepsilon_g \rho_g + (1 - \varepsilon_g) \rho_l \quad (19)$$

$$\phi_{f0}^2 = 1 + x \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} - 1 \right) \quad (20)$$

$$x = \varepsilon_g \frac{\rho_g}{\rho_m} \quad (21)$$

3. NUMERICAL EXPERIMENTS

The numerical model of the MSR reactor was implemented in MATLAB, which is a programming and numeric computing platform. This numerical computing system uses its own programming language called "M language" in an integrated developed environment.

The numerical experiments were carried out with the following nuclear parameters: $\Lambda[s] = 0.00036$, $\lambda[s^{-1}] = 0.05$, $\beta[\text{pcm}] = 240$, and the thermal power rate is 3000MWt with a typical axial power distribution (ψ) of a cylindrical reactor in the core (Figure 2). Furthermore, we consider two superficial gas velocities: $j_g [\text{m/s}] = 0.02607$, and $j_g [\text{m/s}] = 0.43775$.

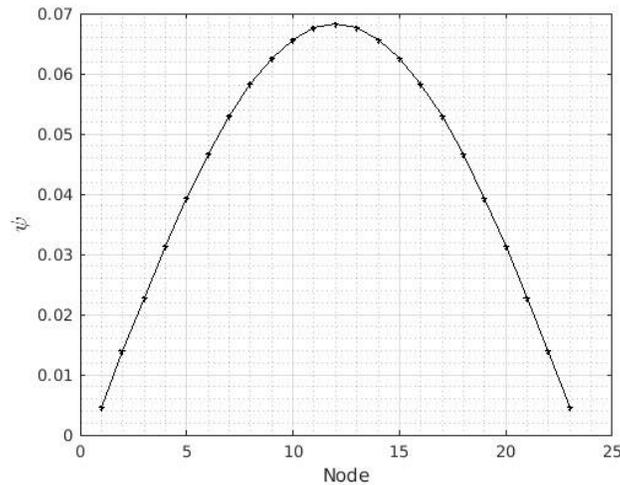


Figure 2. Power distribution

3.1 Two-phase flow analysis

The steady state behavior is presented in Figures 3-6 for void fraction, velocities of the phase, temperatures of the phases and core pressure drop. Numerical experiments for steady state analysis considers two superficial gas velocities $j_g [\text{m/s}] = 0.02607$, and $j_g [\text{m/s}] = 0.43775$.

In Figure 3 the void fraction distribution $\varepsilon_g(z)$ is presented; for $j_g [\text{m/s}] = 0.02607$, at the inlet of the core $\varepsilon_g(0) = 0.006712$, and for the outlet core $\varepsilon_g(L) = 0.007433$; for $j_g [\text{m/s}] = 0.43775$, $\varepsilon_g(0) = 0.09999$ and $\varepsilon_g(L) = 0.109623$ [6]. The void fraction increases as the nucleus ascends, due to flotation and expansion (macroscopic).

In Figure 4 the distribution velocities for gas v_g , liquid v_l , and relative v_r are presented. For $j_g [\text{m/s}] = 0.02607$, the phase gas velocity (v_g) is about 3.88m/s and relative velocity (v_r) is 0.8239 m/s; for $j_g [\text{m/s}] = 0.43775$, $v_g [\text{m/s}] = 4.3746$ and $v_r [\text{m/s}] = 1.012$.

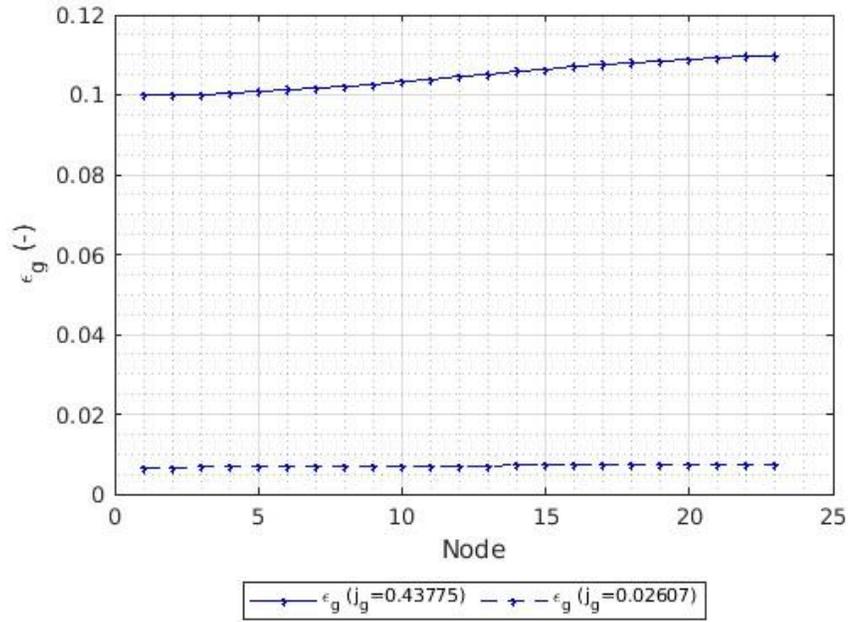


Figure 3. Void fraction distribution

The non-equilibrium temperatures between helium bubble and liquid fuel is presented in Figure 5. The maximum temperature difference found was 1.1228K and 9.0597K, for j_g [m/s] = 0.02607 and j_g [m/s] = 0.43775 , respectively.

Results of the pressure drop in the core are: 64.133kPa and 70.96kPa, for j_g [m/s] = 0.02607 and j_g [m/s] = 0.43775 , respectively.

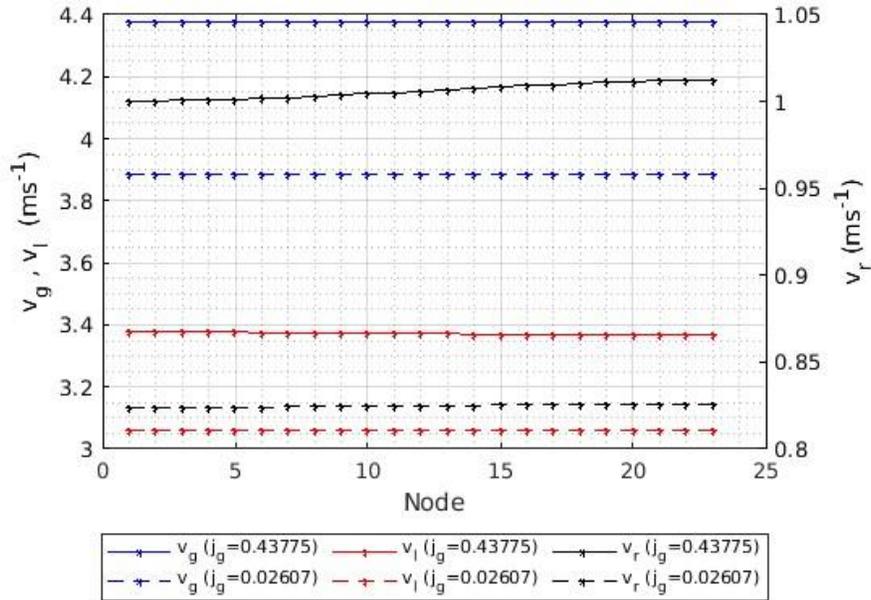


Figure 4. Two-phase flow velocities distribution

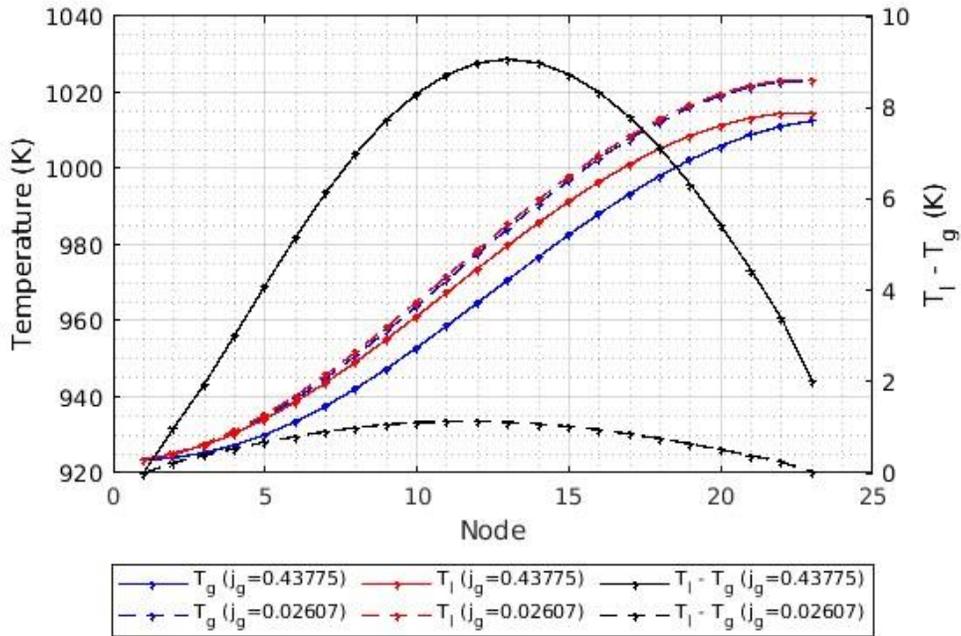


Figure 5. Helium, liquid fuel, and temperature differences in the core reactor

3.2 Delay time analysis

The values of the core and loop external time constants established in previous work are $\tau_C = 4$ s and $\tau_L = 6$ s, respectively [11]. Rated operating conditions are j_g [m/s] = 0.02607, i.e., at very low void fractions to achieve a source of helium disperse bubbles. The results obtained in this work are described below.

Figure 6 presents the power behavior for τ_L [s]=6 with τ_C [s]=2,4, and 8. It is interesting to observe in this figure, that considering a constant time delay of the external loop, with the increase in the residence time of the liquid fuel in the core, the power increases, this is because the precursors of delayed neutrons are crucial in the core power generation. In the apparent steady state, the power is about: 2854, 3005 and 3199 MWt for τ_C [s]=2, 4 and 8, respectively.

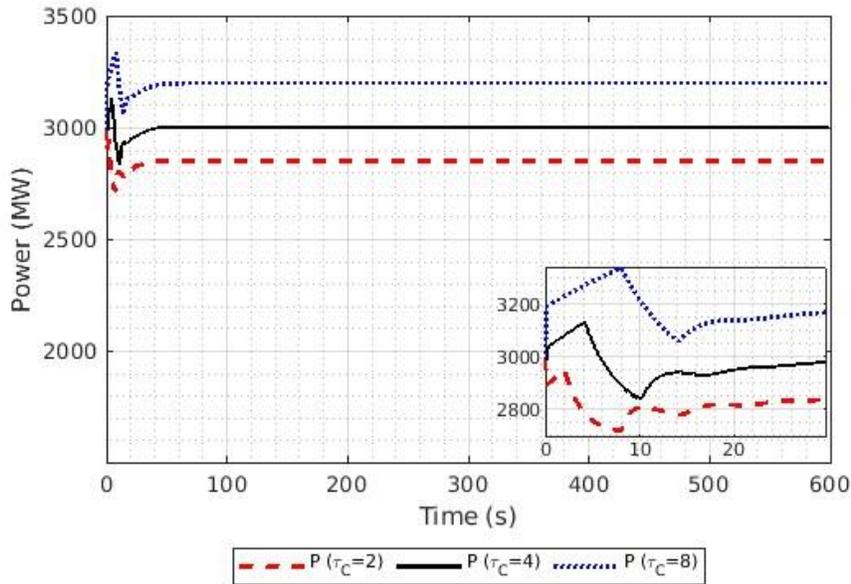


Figura 6. Reactor power for τ_L [s] = 6

Figure 7 shows the behavior of the void fraction for this numerical experiment, a slight increase in the void fraction can be observed, which is caused by the macroscopic expansion effects relative to the power (Figure 6).

Figure 8 shows Graphite (T_{gr}) and Heat Exchanger (T_{hex}) temperature. Results for the Graphite temperature are the same for the three different core time constants (τ_C [s]=2,4, and 8) simulated, however Heat Exchanger temperature reaches higher values with higher residence times.

And Figure 9 shows the temperature averages for gas, liquid fuel, and the difference between them. The average temperature difference is of the order of 0.71, 77 and 0.86 for τ_C [s]=2,4, and 8, respectively. For each value of the time delay in the core, the average temperature is approximately 973.31K, 975.77K and 978.87K for helium; 973.97K, 976.49K, and 979.67K for liquid fuel.

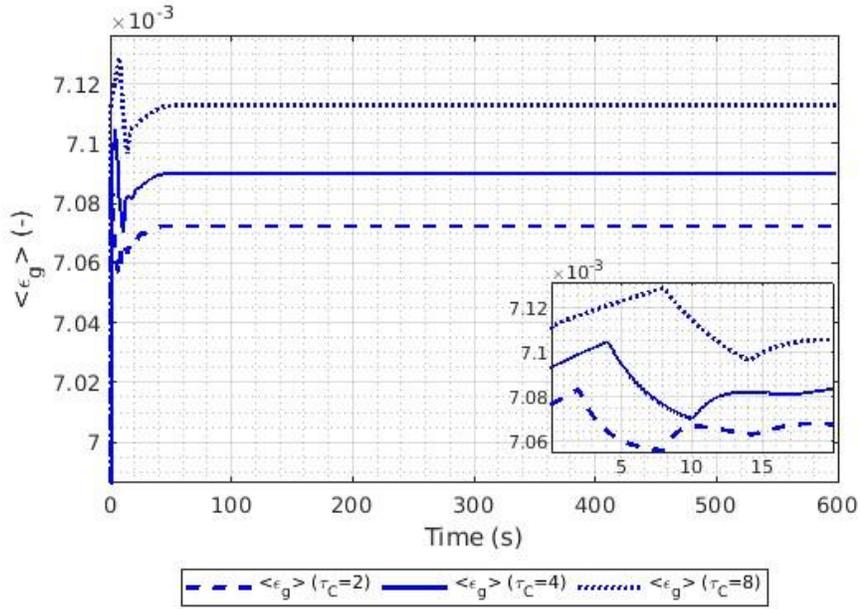


Figure 7. Void fraction for $\tau_L [s] = 6$

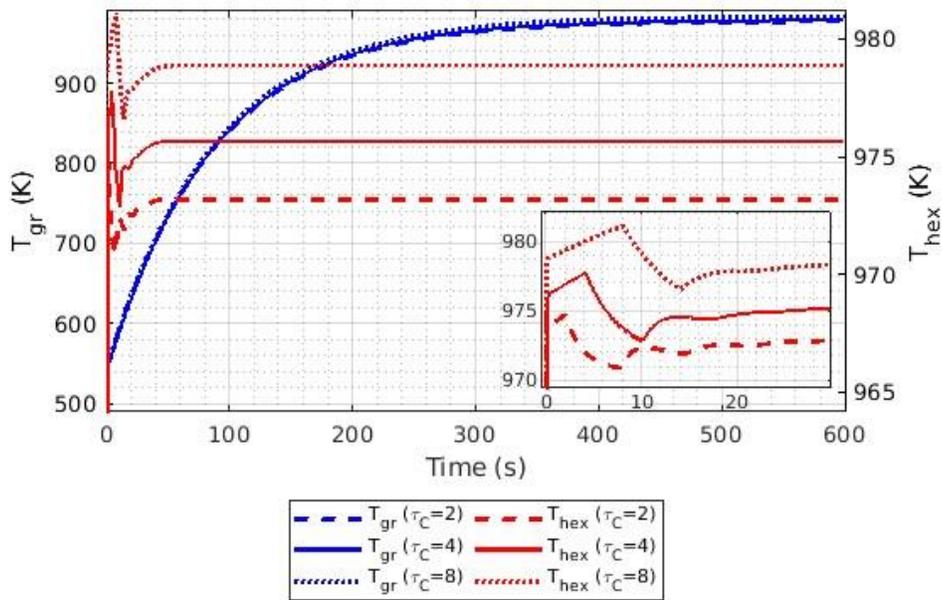


Figure 8. Graphite (T_{gr}) and heat exchanger (T_{hex}) temperature

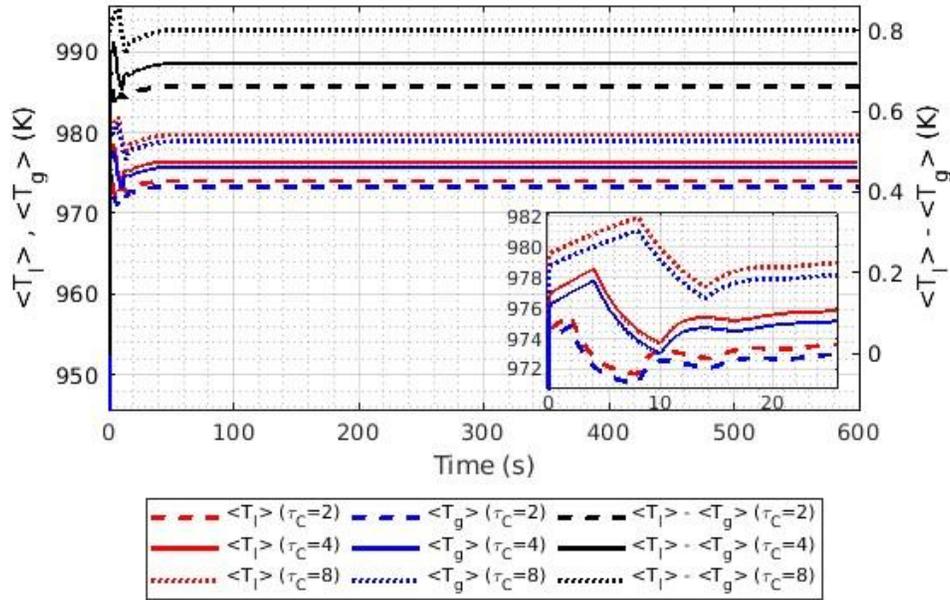


Figure 9. Two-phase flow temperatures for $\tau_L[s] = 6$

The results obtained when the core time delay is constant, with different values of outer loop delay times, are interesting to analyze and observe. Then, to present the most representative numerical experiments, with the reactor variables, some of them measurable but others inferable with numerical models such as those presented in this work, Table III shows a summary of the remarkable results from six representative numerical experiments.

In this table $P[\text{MW}]$ is the power, $T_l[\text{K}]$ is the exit core temperature, $\varepsilon_g[-]$ is the void fraction, $v_r[\text{m/s}]$ is the relative velocity, $j_g[\text{m/s}]$ is the superficial velocity of the phase gas (Helium), $c[\text{cm}^{-3}]$ is the precursor concentration. The results were obtained for $\tau_L[s] = 6$ with $\tau_C[s] = 2$ and 8 ; also, for $\tau_C[s] = 4$ with $\tau_L[s] = 3$ and 12 . For $\tau_L[s] = 6$ with $\tau_C[s] = 4$ correspond the base case given by in [11].

The minimum power obtained, which also corresponds to the temperature at the outlet of the core is 2854.006MWt obtained with $\tau_L[s] = 6$ and $\tau_C[s] = 2$. The maximum power found was of 3198.773MWt with $\tau_L[s] = 6$ and $\tau_C[s] = 8$. As previously mentioned, core delay times are crucial in the reactor core. The base case presents intermediate values as expected. This result could suggest a redesign of the reactor core with several internal steps, as is the case of a SCWR. When $\tau_C[s] = 4$ with $\tau_L[s] = 3$ and 12 , the residence time of the fuel in the external loop is crucial, and it is desirable to be as short as possible, due that the concentration of the neutron precursors are higher with shorter residence times in the outer loop, or precursor concentrations are higher with lower residence times in the outer loop, or higher residence times in the reactor core.

Table III. Remarkable results

	τ_L Constant		[11]	τ_C Constant	
	τ_L [s] = 6		τ_L [s] = 6	τ_C [s] = 4	
	τ_C [s] = 2	τ_C [s] = 8	τ_C [s] = 4	τ_L [s] = 3	τ_L [s] = 12
P[MW]	2854.006	3198.773	3005.584	3165.567	2888.570
T_l [K]	1018.48	1029.05	1023.15	1028.04	1019.55
ε_g [-]	0.00739	0.00747	0.00743	0.00746	0.00740
v_r [m/s]	0.8256	0.8258	0.8257	0.8258	0.8256
j_g [m/s]	0.02874	0.02904	0.02887	0.02901	0.02877
c [cm ⁻³]	32.2454	82.0471	54.1405	77.2488	37.2402

4. CONCLUSIONS

In this work, a two-phase flow analysis in the core of the molten salt reactor was presented. The approach considered a separate flow model for heat transfer between liquid fuel and helium bubbles with a relative flow hydrodynamic model. The two-phase flow model was coupled with a neutronic process with feedback effects, that allows the analysis of the delay times of the external loop and the reactor core, finding that they are crucial in the power generation in the reactor because the residence time inside and outside the reactor directly affects the concentration of delayed neutron precursors (Table III, τ_L Constant). On the other hand, the longer residence time of the liquid fuel in the core with a combination of a shorter residence time in the external loop would produce desirable results (Table III, τ_C Constant). However, in molten salt reactors, the fuel is liquid, and it is also a coolant, affecting the economy of delayed neutrons.

ACKNOWLEDGMENTS

Jorge Domínguez Alfaro acknowledges the financial support from CONACYT during her master studies.

REFERENCES

1. Muránsky O., Yang C., Zhu H., Karatchevtseva I., Sláma P., Nový Z. and Edwards L, "Molten salt corrosion of Ni-Mo-Cr candidate structural materials for Molten Salt Reactor (MSR) systems". *Corrosion Science*, 108087 (2019).
2. Pioro I.L., *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors*. Woodhead Publishing, United Kingdom (2016).
3. Dolan T., *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Woodhead Publishing, United Kingdom (2017).

4. Pázsit I., Dykin V. and Sanchez R., “The point kinetic component of neutron noise in an MSR”, *Annals of Nuclear Energy*, **64**, p. 344-352 (2014).
5. Zhang D., Rineiski A., Wang C., Guo, Z., Xiao Y. and Qiu, S., “Development of a kinetic model for safety studies of liquid-fuel reactors”, *Progress in Nuclear Energy*, **81**, p. 104-112 (2015).
6. Betzler B. R., Powers J. J. and Worrall A., “Molten salt reactor neutronics and fuel cycle modeling and simulation with SCALE”, *Annals of Nuclear Energy*, **101**, p. 489-503 (2017).
7. Greenwood M. S. and Betzler B., “Modified Point- Kinetics Model for Neutron Precursors and Fission Product Behavior for Fluid-Fueled Molten Salt Reactors”, *Nuclear Science and Engineering*, **193**, p. 417-430 (2019).
8. Rykhlevskii, A., Bae, J. W., and Huff, K. D., “Modeling and simulation of online reprocessing in the thorium-fueled molten salt breeder reactor”, *Annals of Nuclear Energy*, **128**, p. 366-379 (2019).
9. Diniz R. C., da Cruz Gonçalves A. and da Rosa F. S. D. S., “Neutron point kinetics model with precursors shape function update for molten salt reactor”, *Nuclear Engineering and Design*, **360**, p. 110466 (2020).
10. Singh V., Wheeler A. M., Upadhyaya B. R., Chvála O. and Greenwood M. S., “Plant-level dynamic modeling of a commercial-scale molten salt reactor system”, *Nuclear Engineering and Design*, **360**, p. 110457 (2020).
11. Zarei M., “Nonlinear dynamics and control in molten salt reactors”, *Nuclear Engineering and Design*, **332**, p. 289-296 (2018).
12. Jiménez-Balbuena, Z. I., Espinosa-Paredes, G., Pérez-Valseca, A. D., Vázquez-Rodríguez, A., “Modelo promedio volumétrico de temperaturas para un reactor nuclear de sales fundidas”. *Ingenierías*, **22**, p. 33-45 (2019).
13. Jiménez Balbuena, Z.I, *Transferencia de calor en un reactor nuclear de sales fundidas con efectos de inyección de burbujas de helio*. Tesis de Maestría. Posgrado en Energía y Medio Ambiente, Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa (2021).
14. Wallis Graham, *One-Dimensional Two-Phase Flow*, Mc Graw-Hill, USA (1969).

Verification of Neutronic and Thermal-hydraulic Multi-physics Steady-State Calculations for Small Modular Reactors with PARCS and TWOPORFLOW

*Alejandro Campos Muñoz**, and *Victor Hugo Sanchez Espinoza*
Karlsruhe Institute of Technology
Hermann-von-Helmholtz-Platz 1,
76133, Eggenstein-Leopoldshafen, Germany
*alejandro.munoz@kit.edu**; *victor.sanchez@kit.edu*

Abstract

In a nuclear reactor's core, different mechanisms and processes that determine the integrity of the safety barriers take place e.g. two-phase flow and heat transfer along the core height. In the case of Small Modular Reactors, the core is shorter and the fuel loadings are quite heterogeneous with a complex control rods designs. There is a need to evaluate the models of numerical tools and go beyond legacy codes by applying high fidelity, multi-physics and multi-scale approaches to predict safety parameters in normal operation and transient scenarios. PARCS is a computer code that solves the time-dependent two-group neutron diffusion equation in three-dimensional Cartesian geometry using nodal methods to obtain the transient neutron flux distribution. The code may be used in the analysis of reactivity-initiated accidents in light-water reactors where spatial effects may be important. It may be run in the stand-alone mode or coupled to other NRC thermal-hydraulic codes such as RELAP5. TWOPORFLOW is a KIT in-house developing code that solves in 3D Cartesian geometry the mass, momentum and energy conservation equations based on the two-fluid porous-media approach to describe the thermal-hydraulics of reactors cores. It can perform steady-state and transient calculations. In order to perform the coupling between PARCS and TWOPORFLOW the ICoCo interface was implemented in both codes for data exchange. A Small Modular Reactor core was modelled for testing the coupled code PARCS/TWOPORFLOW, this reactor core is based on the Korean Small Modular Reactor design called SMART, which is an integrated PWR. In this work, just the critical steady-state calculation is presented. Various neutronic and thermal-hydraulic parameters were compared against different coupled calculations. Good agreement between the results and references was achieved. In the future, transient calculations will be performed, having the goal of performing a Rod Ejection Accident at hot zero power conditions successfully.

1. INTRODUCTION

Over the last years Small Modular Reactors (SMRs) development has increased due to its emphasis on safety and passive systems, also its reduce power output is suitable for different electric grids. Various SMRs designs are being developed, but the trend is heading to Integrated Pressurized Light Water Reactors (iPWR), this means that the primary cooling circuit is within the Reactor Pressure Vessel (RPV). Some of these work with forced flow or with natural circulation, with or without boron, multiple alternatives are explored.

The System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART) [1] is an advanced small-sized integral pressurized water reactor developed by Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). The SMART's reactor core, pressurizer, Steam Generators (SGs), and reactor coolant pumps are all integrated into a single RPV, as it is shown in Figure 1. This feature enabled large-sized pipe connection to be removed; thus, eliminating the possibility of a Large Break Loss of Coolant Accident (LB-LOCA). The SMART RPV houses four canned-motor pumps and eight helical-coiled SGs. The SGs in SMART are placed above the reactor core in order to provide enough coolant density gradients for establishing natural circulation inside the RPV in case of an accident. The working principle of the helical-coiled SGs is different from the U-tube design used in conventional PWRs. In the helical-coiled SGs, the primary coolant flows downward outside the helical-coiled tubes, whereas the secondary coolant flows upward inside the helical-coiled tubes, which is the opposite of U-tube SGs. Also, the coolant volume inside the helical-coiled tubes (i.e. coolant inventory of the SG's secondary-side) is much smaller than in U-tube SGs. Therefore, the thermal-hydraulic performance differs from using U-tube SG designs.

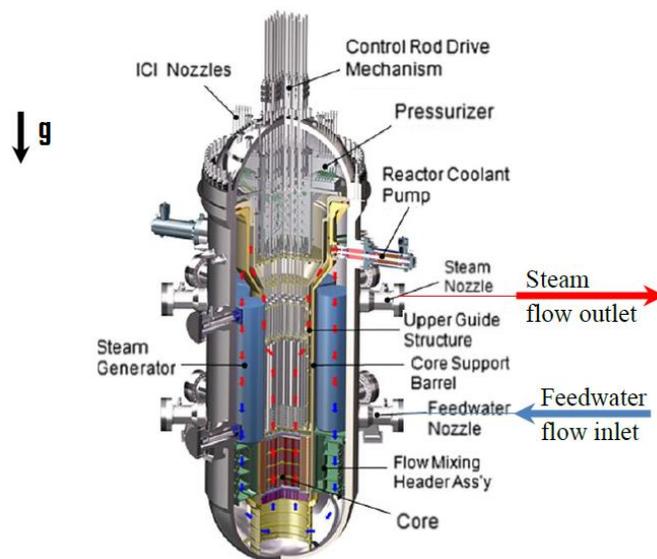


Figure 1. SMART's reactor pressure vessel and its internal components

The reactor core of SMART is designed to provide a thermal power of 330 MW_{th} with 57 Fuel Assemblies (FAs) that have an active length of 2 m (almost half of conventional PWRs) with slightly enriched uranium oxide (UO₂) of less than 5 wt%. Soluble boron and 25 rod cluster control assemblies are used to control core excess reactivity during operation and bring the core into a safe shutdown state. In order to reduce boron concentration during the SMART normal operation at the beginning-of-life, SMART FAs are loaded with a number of lumped burnable absorbers made of Gadolinia (Gd₂O₃) mixed with the UO₂ [1]. The general data of the SMART-plant is summarized in Table 1.

As the industry changes, the tools for reactor analysis have to change as well. Novel approaches for modelling the different phenomena occurring in a Nuclear Power Plant (NPP) have been

developed based on the multiscale and multiphysics methodologies for analysis. Decomposing the analysis domain in pieces that suit the calculation scope of a computational code is the main idea to perform code coupling calculations.

Table 1. General SMART data

<i>General plant data (Primary-side)</i>	
Rated reactor thermal power (MWth)	330
Gross plant electric output (MWe)	100
Number of steam generators	8
Steam generators type	Helical-coiled
Cooling mode	Forced circulation
Number of reactor coolant pumps	4
Rated primary flow rate (kg/s)	2090
Operating pressure (MPa)	15
<i>Core data</i>	
Core inlet mass flow rate (kg/s)	2006.4
Core inlet temperature (C)	295.7
Core outlet temperature (C)	323.0
<i>Fuel assembly data</i>	
Number of fuel assemblies	57
Lattice geometry	Square with 17x17 array
Active fuel height (m)	2.0
Fuel material	UO ₂
Cladding material	Zircaloy-4
Moderator/Coolant material	Light water
Burnable absorber material	Gd ₂ O ₃ -UO ₂
<i>Control rod data</i>	
Number of control rods	25
Absorber material	Ag-In-Cd

Sub-channel/Porous-media analysis can meet the requirements of high fidelity analysis within a reasonable computing time. For simulating fluid flow in presence of heat addition from a fuel rod, various approaches based on different number of fluid-phase models have been developed for LWRs. Single fluid (homogenous) or two fluids (liquid and gas) for two-phase flow approaches had been considered. For each consider fluid a set of conservation equations are solved. Each additional term, in terms of the number of phases to model, adds information on the cost of computational time. Although Computational Fluid Dynamics (CFD) approach provides a higher fidelity solution, it is still too expensive in terms of computational time.

Multi-physics simulations that take into account the coupling between neutronic and thermal-hydraulic phenomena are of great importance in reactor safety and design, in which the nuclear scientific community devoted special attention to improving their efficiency, accuracy, and

robustness. In this regard, different coupled neutronics and thermal-hydraulics codes for the reactor core analysis based on a sub-channel solver had been developed, such as DYN SUB [2], PARCS/CTF [3], and PARCS/SUBCHANFLOW [4]. Improve the prediction accuracy of the core behaviour taking into account the local feedbacks between undergoing core physical processes.

There exists different approaches for code coupling; the selected scheme for this work is external coupling with domain overlapping for multi-physics analyses. The Interface for Code Coupling (ICoCo) methodology has been chosen for data exchange between codes.

2. CODES

2.1 PARCS Code

PARCS is a three-dimensional (3D) reactor core simulator which solves the steady-state and time-dependent multi-group neutron diffusion or low-order neutron transport equations in Cartesian or hexagonal fuel geometries [5].

PARCS, as a stand-alone code, includes both a simple single-phase Thermal-Hydraulics (T/H) fluid model, which may be adequate for PWR analysis, and a two-phase T/H model called PARCS Advanced Thermal Hydraulic Solver (PATHS), which may be appropriate for Boiling Water Reactor (BWR) analysis. For models that require more sophisticated modelling of the T/H system behaviour, PARCS can be coupled with an external T/H system analysis code such as TRACE or RELAP5. PARCS has been directly integrated into the TRACE T/H code. However, for RELAP5, the Parallel Virtual Machine (PVM) package is required to handle the communication between the two codes.

The essential aim of PARCS modelling is to represent the physical reactor system with an approximate, but accurate, numerical model. The fundamental modelling aspects in the reactor kinetics calculation include the geometric representation, the cross section representation, and the T/H feedback modelling. PARCS provides a 3D geometric representation that can be reduced as necessary to 2D, 1D, or 0D by the choice of the appropriate boundary conditions. However, a special 1D kinetics capability is also available for more accurate and versatile 1D modelling.

PARCS has been extended to model not just typical Light Water Reactors (LWRs), but also Pressurized Heavy Water Reactors (PHWRs) and High Temperature Gas Reactors (HTGRs). Several additional modelling features have also been added to the code.

2.2 TWOPORFLOW Code

TWOPORFLOW (TPF) is a thermal hydraulic steady-state and transient porous-media two-phase flow code based on the coupled Euler equations for the liquid and vapour phase including friction with a solid medium. TPF solves six governing equations (3 for each phase); based on a finite volume method with a staggered grid configuration in three-dimensional Cartesian coordinates. The numerical solution method is developed from the Implicit Continuous Eulerian (ICE) method. For nuclear reactor applications is used for sub-channel calculations. It is written in FORTRAN 95 programming language [6].

As working fluid, only steam and water are included and the state equations based on IAWPS-formulation are implemented. A 2D heat conduction model is implemented for cylinder geometries where the Fourier's law equation is solved using a finite volume method considering the temperature dependent thermo-physical material properties. In TWOPORFLOW, a set of wall/fluid and inter-phase heat transfer correlations are implemented for a vertical flow regime covering the whole pre-CHF range to close the system of conservation equations [7].

The velocities are defined at cell boundaries all other main variables are defined at cell center. Figure 2, show how variables are defined within a single cell of the 3D mesh of TPF.

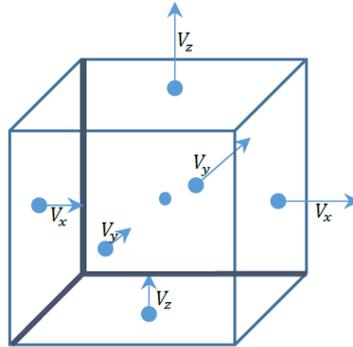


Figure 2: TPF single cell variables definition

2.2.1 Porous media approach

In the porous media approach, solid structures such as fuel rods are represented like blocking volumes and areas. The porosity is calculated based on the dimensions of the regular structures.

In order to calculate the thermal hydraulics in reactor cores, TWOPORFLOW needs the volume porosities (ϵ_V) as input. The calculation of ϵ_V in each cell is performed by dividing the volume of the fluid (V_F) by the total volume (V_T):

$$\epsilon_V = \frac{V_F}{V_T} \quad (1)$$

The hydraulic diameter in each cell is calculated by:

$$D_h = 4 \frac{A_{main}}{P_w} \quad (2)$$

where, P_w is the wetted perimeter and A_{main} the flow area in the main flow direction from bottom to top (z-coordinate) for structured porosity like reactor cores.

For rod arrangements the Cartesian discretization can be done in different ways e.g., centered rod, centered coolant (like in most sub-channel codes), or assembly wise where the whole assembly is seen as a channel, see Figure 3. In each case, each cell has to include one representative rod. So, the rod centered and assembly wise arrangement is the simpler one, because defining sub-channels between

the rods mean that the rod behaviour is averaged in maximum from four individual rods. In the case of a whole assembly, the included rods are averaged to one representative rod [6].

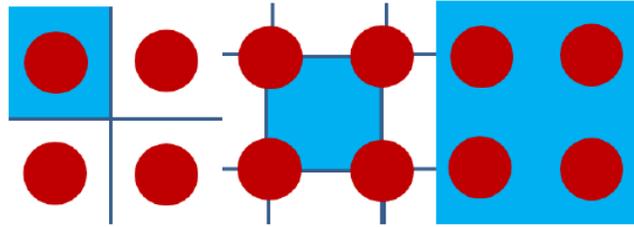


Figure 3: Different rod arrangements in channels

3. ICOCO COUPLING IMPLEMENTATION

3.1 ICoCo Description

The ICoCo interface defines how a “Problem” should behave. A Problem is seen like an object which computes a time dependent solution (result of equation solver), function of time dependent input data. The interface specifies methods that the problem has to provide and what they are supposed to do. It also specifies when and how these methods can be called. The supervisor performs the coupling algorithm: it calls methods on every problem and takes in charge interpolation and data manipulation, totally outside the coupled codes. Figure 4, shows the architecture of code coupling via ICoCo interface.

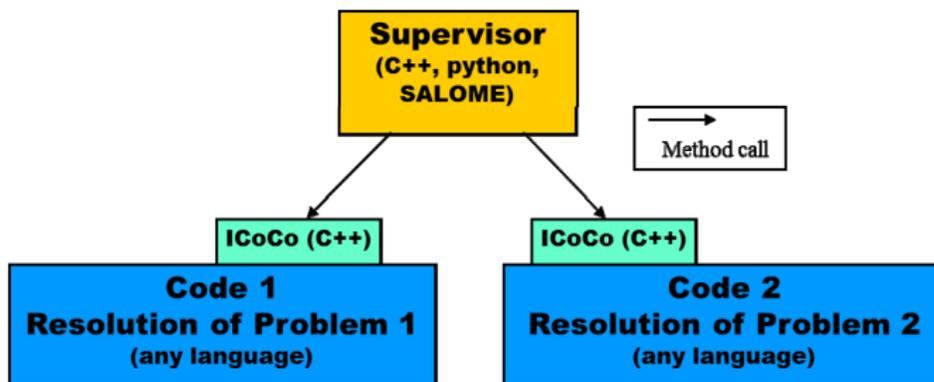


Figure 4: Overview of ICoCo architecture

ICoCo is written in C++ and defines mother classes which will control each code. ICoCo defines methods to a common mother class named “Problem” that allow initialization, time advance, saving and restoring, and field exchange [8].

3.2 Supervisor execution

The execution process of a code or a coupled code system through the ICoCo's Supervisor can be seen in Figure 5.

First of all, the supervisor has to instantiate the ICoCo problems which will control execution of the codes that have to be coupled. Then the supervisor can initialize the different problems with:

- *setDataFile*, if needed
- *setMPIComm*, if needed
- *initialize*.

The supervisor starts the time loop which will end after reaching the final time.

The computation time step is performed by *computeTimeStep* method, called for each interfaced code. The supervisor can use different time step for each code or use the same one (the minimum one for example). It depends on the coupling strategy. The selected computation time step is given to the code with *initTimeStep* method (same one for all codes or a different one by code).

The supervisor recovers the output fields to be exchanged from one code to another with *getOutputField* method. If needed, the fields can be changed before being injected into wanted code.

The input fields can now be passed to the codes through *setInputField* methods (after a call of *getInputFieldTemplate*).

The computations of each code are now performed on the current interval, using modified input fields through *solveTimeStep*. If everything is OK for each code, the computation can be validated through *validateTimeStep* method. If there is a problem with one of the codes, the computations are stopped through *abortTimeStep* method and another computation time step has to be performed and given to all codes.

Once the final time reached, the supervisor closes all the problems with:

- *terminate*
- *destructor*.

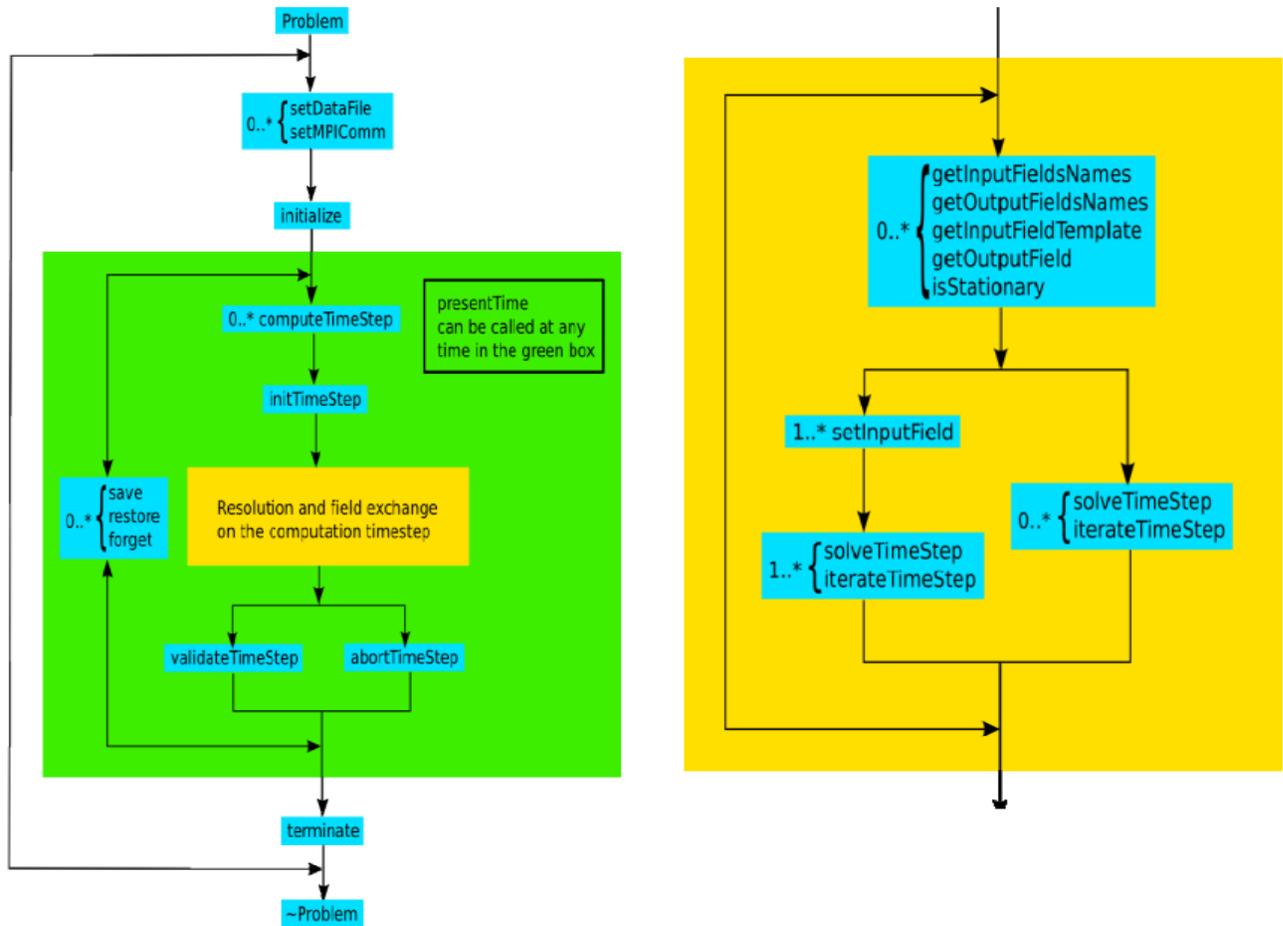


Figure 5: Execution flow chart using ICoCo interface

3.3 ICoCo Implementation in TWOPORFLOW

In this work only TWOPORFLOW's ICoCo implementation will be described, it has to be noted that the implementation process for other codes, e.g. PARCS, is very similar but, it may be some differences due to the intrinsic differences of the codes.

To implement the ICoCo interface to TWOPORFLOW, first, the original source code must be highly modularized; this was not a problem since the source code of TWOPORFLOW from scratch it is divided in FORTRAN 95 subroutines.

Then, the C++ Problem class *Problem2Porflow* was created according to the ICoCo standards. The ICoCo implemented methods for TPF are:

- Public methods:
 - *Problem2Porflow*()
 - *~Problem2Porflow*()

- Methods for initialization and termination:
 - *setDataFile()*
 - *initialize()*
 - *presentTime()*
 - *terminate()*
- Methods for time advance:
 - *solveSteadyState()*
 - *computeTimeStep()*
 - *initTimeStep()*
 - *solveTimeStep()*
 - *validateTimeStep()*
- Methods for getting field from the code and setting fields to the code:
 - *getInputFieldNames()*
 - *getOutputFieldNames()*
 - *setInputMEDField()*
 - *getInputMEDFieldTemplate()*
 - *getOutputMEDField()*

The mesh for TPF is an unstructured mesh created with TPF input parameters, during the Supervisor execution it is created when the *initialize* method is called. Two meshes are created for data exchange:

- 2D_SUB
- 3D-SUB

The MED fields are written in these meshes depending on the usage, for boundary conditions the field is written in the 2D_SUB mesh, and for source terms the field is written in the 3D_SUB mesh.

For interaction between the C++ ICoCo wrapper and the FORTRAN TPF solver some intermediate FORTRAN subroutines were created, these subroutines deals with the ICoCo methods calls. The created subroutines are:

- *icoco_cptimestep.f90*
- *icoco_creatMesh.f90*
- *icoco_fieldio.f90*
- *icoco_init.f90*
- *icoco_initTimeStep.f90*

- icoco_setdatafile.f90
- icoco_solve_steady_state.f90
- icoco_validate.f90

The exchange fields are set into TPF via one subroutine called *update_icoco.f90*, this subroutine is called within TPF calculation and only a few lines of code are added to the original source code to achieve data exchange between TPF and ICoCo. The FORTRAN module *icoco_globals.f90* for defining the ICoCo variables was added to the main source code. With these few changes of the original source code the maintenance of the ICoCo implementation can be easily done.

4. KARLSRUHE SMR (KSMR) CORE’S MODEL DESCRIPTION [9]

The basic fuel assembly design is based on the well-proven PWR technologies of 17x17 fuel rod arrays with 24 guide tubes and a central instrumentation tube. Since the developed core does not use soluble boron for reactivity control during normal operation, FAs are designed with fixed burnable poison rods. Each FA has either 20 or 24 burnable poison rods depending on their location in the core. These burnable poison rods are designed with an objective of reducing the hot full power excess reactivity at the beginning of cycle, and the power peaking in the core. To reduce the radial and axial power peaking factors, 6 FA-types are designed with radially and axially varying enrichment and burnable poison loadings. Figure 6 shows the KSMR fuel assemblies core distribution.

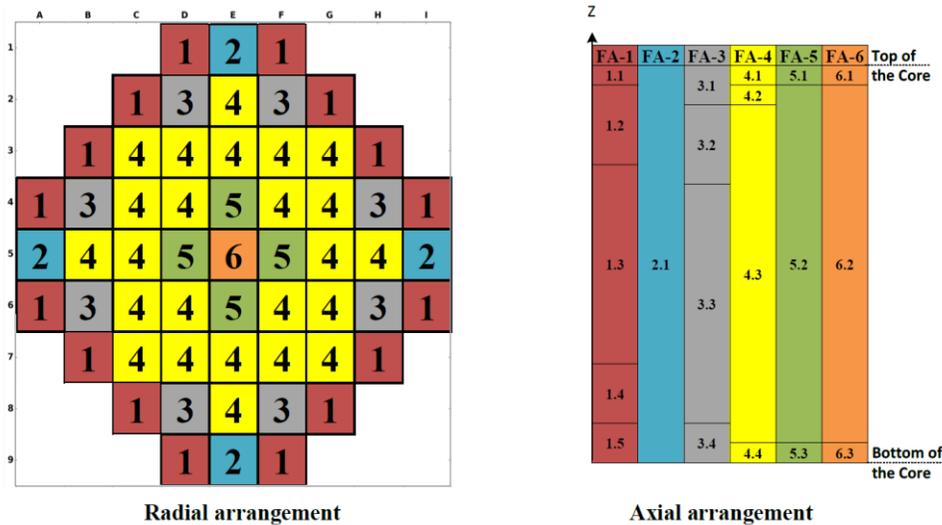


Figure 6: Fuel assembly types and distribution in the core

The control rods are designed and arranged to have three main functionalities: rapid negative reactivity insertion as a mean of providing enough shutdown margins, coarse, and fine reactivity adjustment for power manoeuvring and transient compensation. The developed core has 53 rodged fuel assemblies arranged into two banks: regulating and safety shutdown banks. The regulating

banks consist of 33 rodged fuel assemblies: 16 Ag-In-Cd control rods for coarse reactivity control and 17 hybrids control rods made from both Ag-In-Cd and stainless steel for fine reactivity control and axial power shaping. The safety shutdown banks consist of 20 control rods made of B₄C in fully extracted position during normal operation, and its goal is to provide enough and fast shutdown mechanism. The critical control rods configuration at hot full power condition is presented in Figure 7.

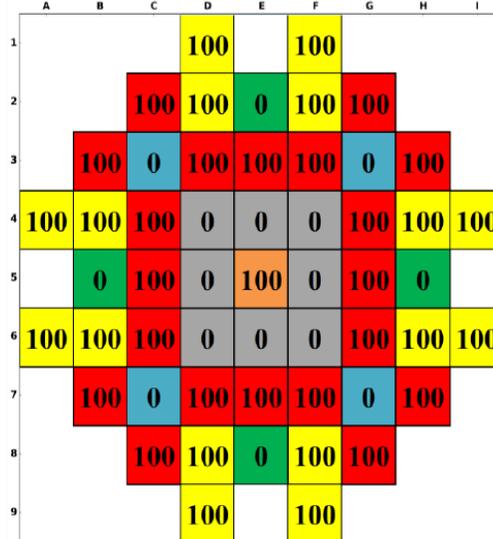


Figure 7: Critical HFP control rod configuration

5. STEADY-STATE CALCULATIONS

Steady-state calculations were performed with the parameters shown in Table 1 the model was presented in the previous section. For this calculation the investigated core parameters were: maximum coolant temperature, average coolant temperature, Doppler temperature, and coolant density.

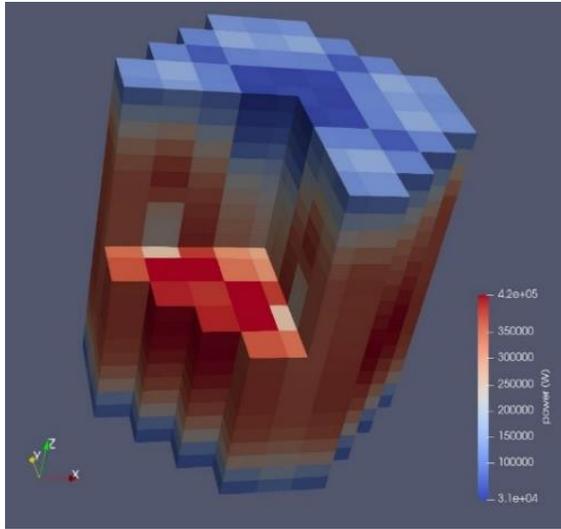
For results comparison, design parameters of KSMR core and the calculations of the coupled system PARCS/SUBCHANFLOW were selected, this coupled system is used as reference for code to code comparison since it is been applied within MCSAFER Project [10]. Table 2 gathered the results for the selected parameters. From design features, the coolant temperature raise within the core is 28 C, with PARCS/TPF this value is 27 C.

Table 2: Results comparison between PARCS/SCF and PARCS/TPF

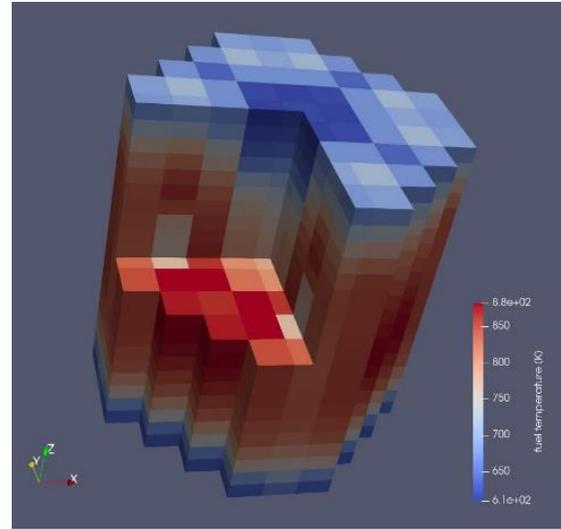
<i>Parameter</i>	<i>PARCS/SCF</i>	<i>PARCS/TPF</i>	<i>Difference*</i>
Max. coolant temp (K)	604.5	603.8	0.1157
Avg. coolant temp (K)	584.5	584.3	0.0342
Doppler temp (K)	817.0	789.7	3.3414
Coolant density (g/cm ³)	0.69892	0.69988	-0.1373

$$* \frac{SCF-TPF}{TPF} \times 100$$

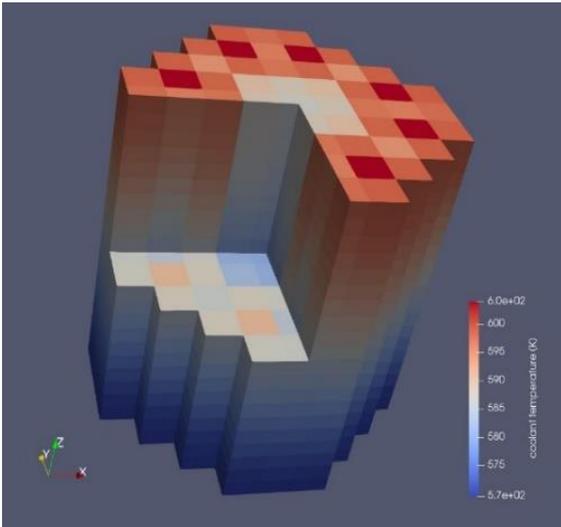
From Table 2 it can be appreciated a difference of 3.3% between de Doppler temperature values, it is due to the nature of the value itself. In SUBCHANFLOW (SCF) the Doppler temperature is a weighted average between the fuel surface temperature and the fuel center temperature. Meanwhile, in TWOPORFLOW the Doppler temperature is a volume average rod temperature. However if we look to the other values is clear that both calculations are close, with differences around 0.1%. Figure 8, shows the local distribution of power (Figure 8a), coolant temperature (Figure 8b), fuel temperature (Figure 8c), and coolant density (Figure 8d). It can be seen how all of these parameters are deeply related; power and fuel temperature distribution follow the same trend, in the same manner coolant temperature and coolant density are inverse proportional.



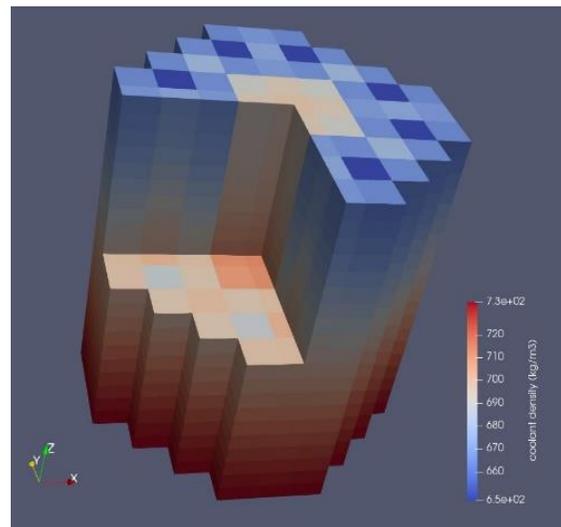
b) Power



a) Fuel temperature



d) Coolant temperature



c) Coolant density

Figure 8: 3D distribution of neutronic and thermal-hydraulic parameters

5. CONCLUSIONS

In this work was presented the Interface for Code Coupling (ICoCo) methodology to perform multi-physics neutronic and thermal-hydraulic calculations. In particular a detailed explanation of ICoCo's implementation in the thermal-hydraulic code TWOPORFLOW was described. Although no detailed explanation of ICoCo's implementation in the neutronic code PARCS was given, this work contributed to its verification. It can be concluded that ICoCo implementation in both codes was successfully done. Also, the coupled system exchange 3D data fields in a consistent way through the MED meshes created by ICoCo.

The KSMR model based on SMART small modular reactor was successfully developed in both codes, PARCS and TWOPORFLOW. The steady-state coupled calculation of PARCS and TWOPORFLOW shown good agreement with global design parameters. Steady-state results were compared against PARCS and SUBCHANFLOW coupled calculations, showing good agreement between both simulations.

Analysing 3D fields distribution it can be seen that power distribution, provided by PARCS, leads to a non-uniform radial coolant temperature profile. In this sense, it can be concluded that in the coupled case the power distribution calculated by PARCS and sent to TWOPORFLOW is better than the one that someone can model with the native TWOPORFLOW capabilities for input power distribution. The other way around, TWOPORFLOW coolant and fuel temperatures distributions provided to PARCS are better than what someone can model with native PARCS neutronics models. Which leads to a more accurate simulation.

With the achieved results, confidence is gained towards further development following ICoCo coupling methodology. Future work will be to performed transients where are strong neutronic and thermal-hydraulic feedbacks, e.g. rod ejection accident.

ACKNOWLEDGMENT

The authors of this work express their gratitude to the HGF Program NUSAFE at Karlsruhe Institute of Technology for financing this research work and to the group colleagues of the Institute for Neutron physics and Reactor Technology for their support during the process.

REFERENCES

1. H.-S. Park, H. Bae, S.-U. Ryu, J.-H. Yang, B.-G. Jeon, E. Yun, Y.-G. Bang and S.-J. Yi, "Safety-Related Integral Effect Tests with the SMART-ITL Facility for the SMART Design," in *12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12)*, Qingdao, China (2018).
2. A. Gomez-Torres, V. Sanchez-Espinoza, K. Ivanov and R. Macian-Juan, "DYNSUB: A high fidelity coupled code system for the evaluation of local safety parameters – Part I: Development, implementation and verification," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 48, pp. 108-122 (2012).
3. E. Ramos, J. Roman, A. Abarca, R. Miró, J. Bermejo, A. Ortego and J. Posada, "Verification of the Parallel Pin-Wise Core Simulator pCTF/PARCSv3.2 in Operational Control Rod Drop Transient Scenarios," *Nuclear Science and Engineering*, vol. 187, pp. 254-267 (2017).

4. J. Basualdo, V. Sánchez-Espinoza, R. Stieglitz and R. Macián-Juan, "PARCS-SUBCHANFLOW-TRANSURANUS Multiphysics Coupling for Improved PWR's Simulations," in *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)*, Fukui and Kyoto, Japan (2017).
5. T. Downar, A. Ward, Y. Xu and V. Seker, *PARCS volume 1: Input Manual*, US-NRC (2018).
6. U. Imke, *Code Manual for TwoPorFlow 3.0*, Karlsruhe Institut of Technology, Karlsruhe (2022).
7. V. Jáuregui Chávez, *Boiling Water Reactor Core Analysis by means of an Improved Porous Media Two-phase Flow Approach*, Karlsruhe Institut of Technology, Karlsruhe (2021).
8. E. Deville and F. Perdu, *Documentation of the Interface for Code Coupling : ICoCo*, CEA, France (2012).
9. Y. Alzaben, *Neutronics and Thermal-Hydraulics Safety Related Investigations of an Innovative Boron-Free Core Integrated Within a Generic Small Modular Reactor*, Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Germany (2018).
10. V. Sanchez-Espinoza, H. Suikkanen, V. Valtavirta, M. Bencik and C. Qeral, "H2020 McSAFER: High-Performance Advanced Methods and Experimental Investigations for the Safety Evaluation of Generic Small Modular Reactors", February (2022).

Stand-Alone Core Analysis of Lead-Cooled Microreactor with a Quasi-Reduced-Order Model

*Karla A. Cervantes-Chavaje, Gilberto Espinosa-Paredes,
Alejandro Vázquez-Rodríguez, Érick-G. Espinosa-Martínez*
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana, Iztapalapa
karlacervantes13@gmail.com, gepe@xanum.uam.mx,
vara@xanum.uam.mx, egem@xanum.uam.com

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Stockholm, Sweden.
alpere@kth.se

Abstract

In this work, a quasi-reduced-order model for thermofluidic analysis of a lead-cooled fast microreactor is presented. The model includes heat transfer equations to obtain the fuel, clad, and gap temperatures in the fuel rod. Additionally, energy, mass, and momentum balances are included to model the coolant. The heat transfer model is coupled with a neutronic point kinetics model, to obtain reactivity feedback through temperature. The reactor of reference is the Swedish Advanced Lead Reactor (SEALER), a lead-cooled microreactor of 8 MWth. The reduced-order model allows simulating the steady state as well as transient events, in this way an Unprotected Transient-Over-Power (UTOP) was simulated and presented in the current work.

1. INTRODUCTION

The Generation IV (Gen-IV) of nuclear power plants for the production of electricity is based on new technologies and advanced concepts, aimed to guarantee greater safety, greater efficiency, simplified operation and construction, and much shorter start-up times compared to reactors nowadays under operation and construction. These technologies include the following systems: Very-high-temperature reactor (VHTR), Sodium-cooled fast reactor (SFR), Supercritical-water-cooled reactor (SCWR), Gas-cooled fast reactor (GFR), Molten salt reactor (MSR) and Lead-cooled fast reactor (LFR).

Liquid metals have a high heat transfer rate due to their high thermal conductivity. The utility of this high thermal conductivity takes significant relevance in conditions where a high heat transfer is needed in small spaces, for instance in nuclear reactors. Another advantage of liquid metals is that they can be used in situations where high temperatures are required and normal liquids do not remain as a liquid, such as water and other organic coolants (refrigerants). These are some

reasons for pushing the development of more intensive and compact heat exchangers. In liquid metals, the Prandtl number is quite low, around 0.01, therefore for a flow over flat plates, the thickness of the thermal layer boundary is considerably thicker than the hydrodynamic boundary layer [1].

Small modular nuclear reactors (SMRs) are advanced nuclear reactors (power capacity less than 300 MWe) and are a strategy for the way to overcoming the cost overruns and construction delays that plagued an industry dominated by large nuclear power reactors. The SMR also can help the nuclear-waste disposal problem by burning spent fuel and nuclear waste. Besides, can play a significant role in tackling climate change by providing a low carbon-emission reliable source of base-load electricity [2].

According to [3], microreactors are currently being developed for possible commercial operation in the coming years. Microreactors are very small transportable nuclear reactors that produce up to 20 MWth. These reactors can provide reliable, carbon-free electricity and/or heat to remote areas, emergency operations, humanitarian missions, and disaster relief. They can operate independently or with renewable energy. Various microreactor designs are being considered, including gas-cooled, heat pipe-cooled, molten salt-cooled, and sodium-cooled fast reactors

In this work, the microreactor SEALER (Swedish Advanced Lead Reactor) is analyzed [4]. The thermofluidic analysis coupled with the neutronic process considers a quasi-reduced-order model. The steady state results of the temperature distribution in the fuel pin and lead-coolant, and Unprotected Transient-Over-Power (UTOP) are presented.

2. DESCRIPTION OF SEALER REACTOR

The SEALER (Swedish Advanced Lead Reactor) reactor is an 8 MWth lead-cooled fast reactor with enriched UO₂ fuel. The mass flow of lead is 1300 kg/s, and the core inlet temperature is 663 K. It is designed for commercial electricity production in communities and mining operations in the Canadian Arctic. SEALER is designed to achieve criticality in a fast spectrum using 19.75% enriched uranium oxide fuel and lead coolant.

The small core of the SEALER reactor consists of 19 fuel assemblies (each containing 91 fuel rods), 12 control assemblies, 6 closure assemblies, 2 reflector assemblies, and 24 shield assemblies, as depicted in Figure 1. The assembly is a hexagonal arrangement with a fuel pin pitch of 0.01637 m, the hot Clad outer diameter is 0.01452 m, and the hot fuel pellet diameter is 0.0134 m.

3. REDUCED ORDER MODEL

Thermofluid is recognized as a key scientific topic in the development of such reactors. Two important challenges for the design of liquid metal fast reactors are the fuel assembly and the analysis of thermofluidic.

3.1. Heat Transfer Model

The distribution of temperatures in the fuel is obtained with a model of distributed parameters, starting from the partial differential equation of heat transfer by conduction, in cylindrical coordinates:

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{k}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q'''(z, t) \quad (1)$$

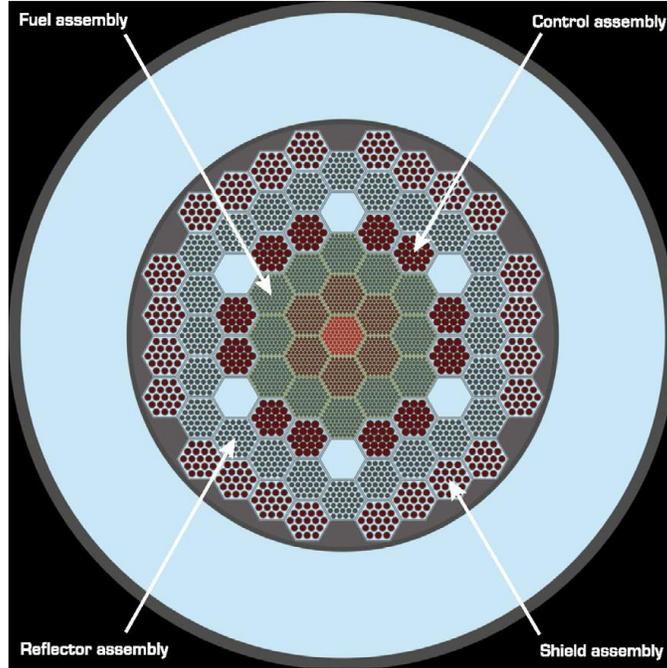


Figure 1. SEALER reactor core design [4].

The initial (IC) and boundary conditions (BC) are:

$$\text{I.C.} \quad T(r, 0) = T_0(r) \quad (2)$$

$$\text{B.C.1} \quad \frac{\partial T}{\partial r} = 0 \quad \text{at} \quad r = 0 \quad (3)$$

$$\text{B.C.2} \quad -k_c \frac{dT_c}{dr} = h_l(T_c - T_l) \quad \text{at} \quad r = r_{cl} \quad (4)$$

where h , T_c , and r_{cl} is the heat transfer coefficient, cladding temperature, and pin radius (outer clad radius). It is important to note that the pin diameter is very small relative to the length of the pin, therefore heat transfer in the axial direction is negligible relative to the radial direction.

The fuel pin is considered with three regions: Fuel (subindex f), gap (subindex g) and cladding (subindex cl). Then, in the gap and cladding $q''' = 0$. The heat transfer coefficient h_l , is calculated with $Nu = 7 + 0.025(\text{Pr Re})^{0.8}$ [5].

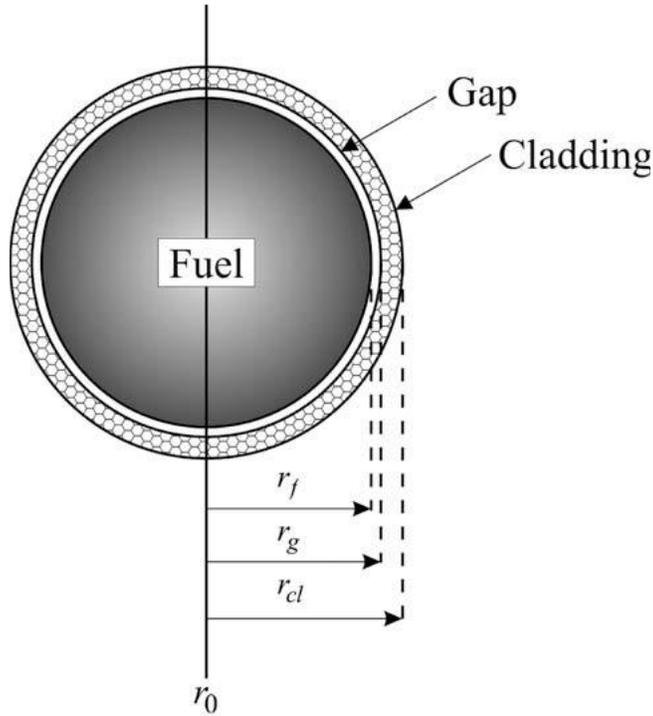


Figure 2. Schematic diagram of a pin regions

The volumetric power generation is given:

$$q'''(t, z) = \frac{P_0 n(t) \Psi(z)}{V_f} \quad (5)$$

where, P_0 is the nominal power of the reactor, $\Psi(z)$ is the axial power distribution, V_f is the fuel volume, and $n(t)$ is neutron density with a reactor point model.

The numerical solution is obtained with the application of the control volume formulation that enables the equations for each region (fuel, gap, and clad) to be written as a single set of algebraic equations (discrete equation):

$$a_j T_{j-1}^{t+\Delta t} + b_j T_j^{t+\Delta t} + c_j T_{j+1}^{t+\Delta t} = d_j \quad (6)$$

The fuel properties are obtained in reference [6], and the coefficients $a_j, b_j, c_j,$ and d_j can be obtained according to reference [7].

3.2. Thermofluid Model

The thermofluid is modeled with mass, energy, and momentum balance that considers thermal expansion effects.

Mass

$$\frac{\partial G}{\partial z} = -\alpha_{th} \rho_l \frac{dT_l}{dt} \quad (7)$$

Energy

$$\frac{\partial T_l}{\partial t} = \frac{P_{wp} h_l (T_c - T_l)}{A_f \rho_l C p_l} - \frac{G}{\rho_l} \frac{\partial T_l}{\partial z} \quad (8)$$

Momentum

$$\frac{\partial G}{\partial t} = -\frac{\xi_{fr}}{2} \left(\frac{G^2}{\rho_l L} \right) - \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{G^2}{\rho_l} \right) - \rho_l g \quad (9)$$

where ρ_l is the lead density, α_{th} is the thermal expansion coefficient, G is the mass flux, P_{wp} is the wetted perimeter (given by $d_{rod}(\pi - 4) + 4l_p$), and A_f is the flow area. The friction coefficient is calculated with the following relation [8]:

$$\xi_{fr} = \frac{0.210}{\text{Re}^{0.25}} \frac{L}{D_h} \left[1 + \left(\frac{l_p}{d_{rod}} - 1 \right)^{0.32} \right] \quad (10)$$

where l_p is the rod pitch for the hexagonal array, d_{rod} is the rod diameter, and the hydraulic diameter for the hexagonal array is given by:

$$D_h = \frac{4}{\pi d_{rod}} \left(\frac{\sqrt{3}}{2} l_p^2 - \frac{\pi d_{rod}^2}{4} \right) \quad (11)$$

The physical properties of the lead used in this work are given in [4].

For the numerical solution, the Euler method was applied to the balance equations of mass, energy, and momentum.

3.3. Reactor Point Kinetics Model

The reactor point kinetics is given by a set of time-dependent ordinary differential equations that considers a group of delayed neutrons:

Neutron density

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda c(t) \quad (12)$$

Precursor concentration

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda c(t) \quad (13)$$

Reactivity

$$\rho = \rho_0 + \underbrace{1.1K_D \ln\left(\frac{\langle T_f \rangle}{\langle T_f \rangle_0}\right)}_{\text{Doppler}} + \underbrace{\alpha_f (\langle T_f \rangle - \langle T_f \rangle_0)}_{\text{Fuel expansion}} + \underbrace{\alpha_c (\langle T_c \rangle - \langle T_c \rangle_0)}_{\text{Clad expansion}} + \underbrace{\alpha_l (\langle T_l \rangle - \langle T_l \rangle_0)}_{\text{Lead expansion}} \quad (14)$$

where β is the total fraction of delayed neutron, Λ is the mean neutron generation time, λ is the decay constant of delayed neutron precursor, c is the concentration of the delayed neutron precursor. The kinetics parameters are calculated with Serpent for BOL and EOL conditions [4].

The average temperatures to compute the reactivity equation are defined as follows:

$$\langle T_f \rangle = \frac{1}{V_f} \int_{V_f} T_f dV \quad (15)$$

$$\langle T_c \rangle = \frac{1}{V_c} \int_{V_c} T_c dV \quad (16)$$

$$\langle T_l \rangle = \frac{1}{L} \int_{z=0}^{z=L} T_l dz \quad (17)$$

where V_c is the clad volume, and L is the length of the core. It is important to point out that the average temperatures with subscript “0” (Eq. 14), correspond to base state conditions (steady state).

4. NUMERICAL SIMULATIONS

4.1 Implementation

The quasi-reduced-order model for stand-Alone core Analysis of the SEALER microreactor was implemented in Digital Visual FORTRAN running on a virtual machine (Oracle VM VirtualBox)

in an xp environment. The thermofluidic is modeled with 20 axial cells (point model) and heat transfer in the fuel pin with 8 radial cells (with PDE) coupled with the point reactor kinetics model.

4.1. Steady State Analysis

Steady state conditions were carried out, considering the design conditions of the reactor. Thermal power of 8 MWth, the inlet temperature of 663 K, and lead mass flow of 1300 kg/s.

The simulated results of the reactor core are presented in Figures 3 and 4. In Figure 3, the axial temperature distribution behavior is shown, and in Figure 4 the radial distribution of temperatures in the pin includes the fuel regions, gap, and cladding. The fuel peak temperature is 1047 K, and the cladding temperature is not higher than 714 K. The average temperature of the fuel, cladding and lead are 900 K, 693 K, and 690 K respectively.

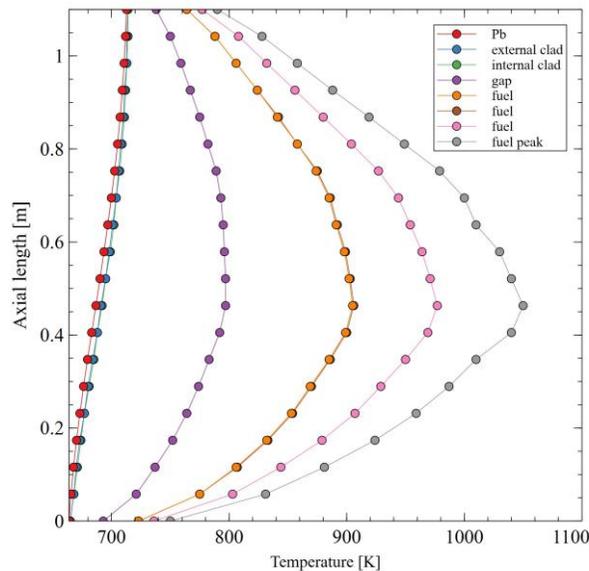


Figure 3. Temperature axial distribution in the pin and lead.

In general, it is expected that the radial distribution of temperatures is not linear, as can apparently be observed in Figure 4. Normally it is plotted with the node number, and in this case it is being presented as a function of the radius. In this figure, where the temperature drops dramatically is the gap region, and then where it is apparently linear the temperature behavior, is the cladding.

4.2 Unprotected Transient-Over-Power

In this section, the simulation of the reactor during the transient event is presented. The simulated transient is known as Unprotected Transient Over-Power (UTOP), where a sudden insertion of positive reactivity due to unexpected control rod extraction, is simulated. A UTOP transient is

initiated when a control rod begins to move out of the core; the control system does not induce SCRAM and the pumps maintain the nominal coolant flow through the core [9].

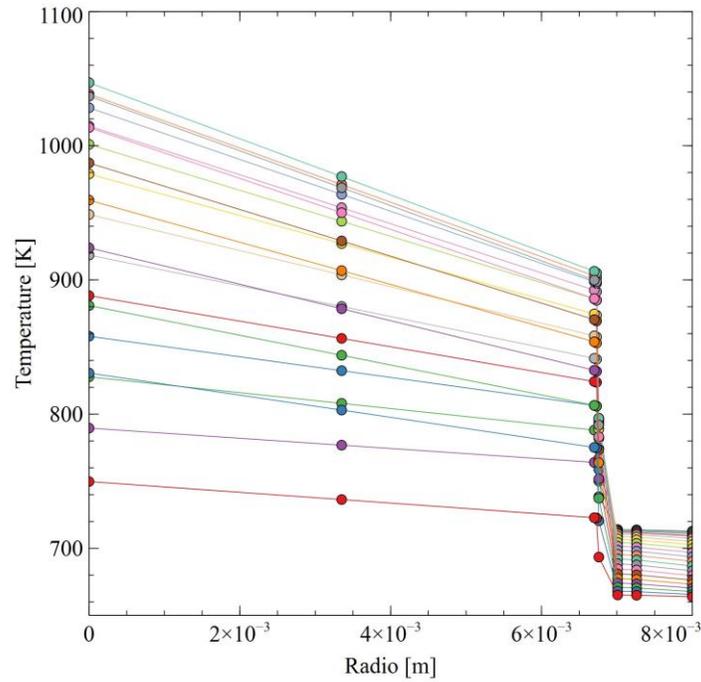


Figure 4. Temperature radial distribution in the pin: fuel, gap, and cladding

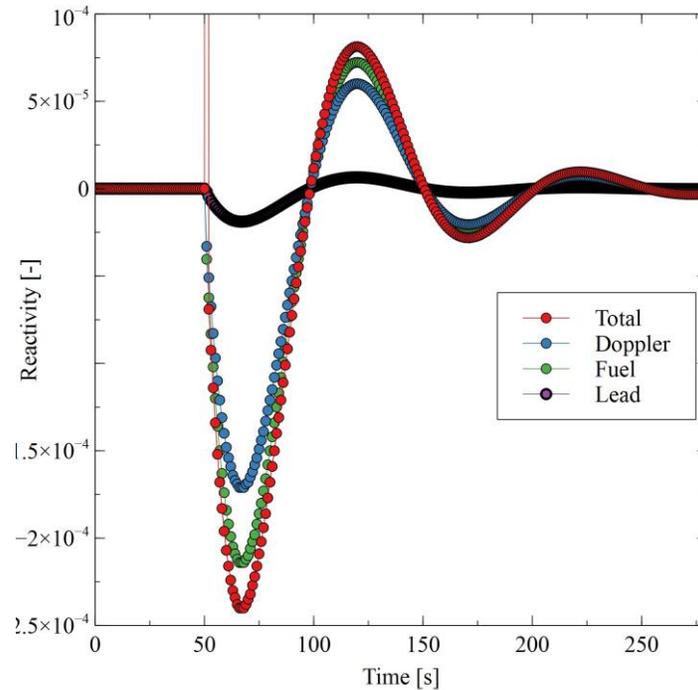


Figure 5. Reactivities behavior during UTOP.

The UTOP is modeled as a sudden insertion of a positive reactivity through an external contribution with a value of 0.4 corresponding to 3000 pcm and maintained for 1s [4].

The sudden insertion of a positive reactivity is presented in Figure 5 at around times 50 and 51 s, the first 50 s correspond to the steady state. This insertion of positive reactivity generates a peak power of 23 MWth corresponding to 287.5% of nominal power (between 50 and 51 s of elapsed time), as shown in Figure 5.

In these figures, it can be observed that the feedback mechanism generates negative reactivities (red circles in figure 5) in such a way that the reactor starts to decrease power before external reactivity is zero, i.e., in less than a second (between 50 and 51 s), corresponding to 14 MWth in Figure 6. According to these results, the reactivity expansion in the fuel (green circles in Figure 5) is the one with the greatest contribution, followed by Doppler feedback (blue circles in Figure 5), and the expansion effects in the lead are the ones that contribute less.

The average fuel temperature reaches a maximum of 970 K (red circles in Figure 7), the average cladding temperature increases, to around 700 K (blue circles in Figure 7), and the lead temperature increases but remains below 700 K [4], i.e., there is no nuclear safety problem. According to the simulated data, the peak temperature in the fuel pin was 1145 K.

The UTOP scenario is a limiting transient from a safety point of view, which is analyzed to demonstrate that the SEALER microreactor can generate safe power. However, it is necessary to analyze other transients that put the cladding of the pin at risk, such as a loss of coolant to analyze the maximum temperatures that can be reached.

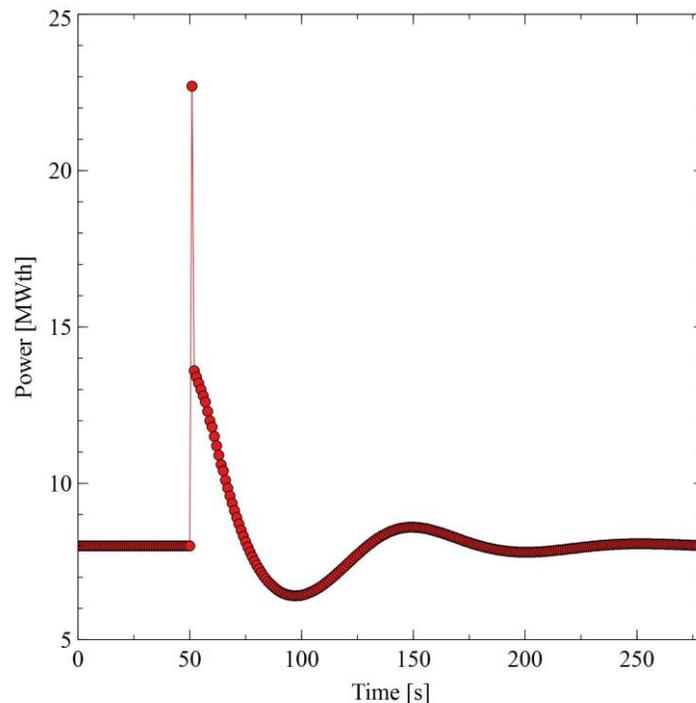


Figure 6. Power behavior during UTOP.

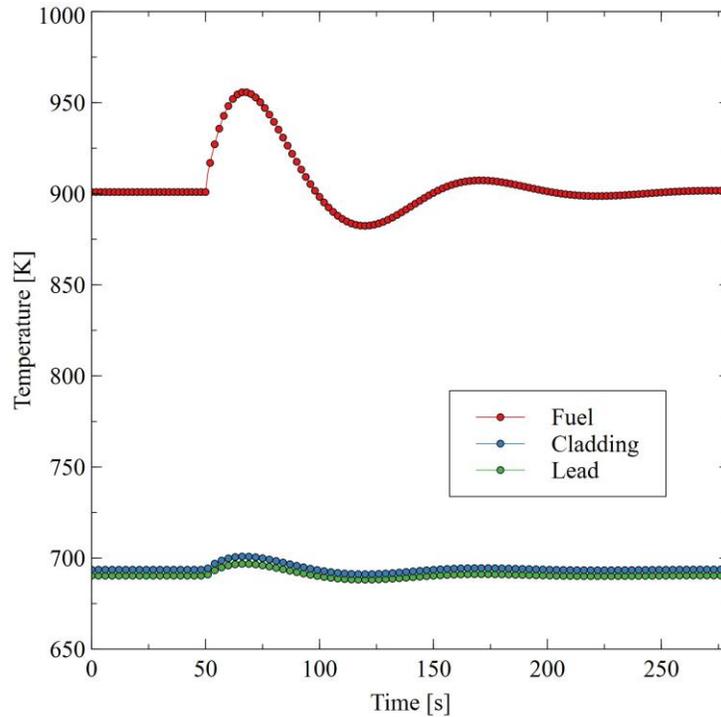


Figure 7. The behavior of average fuel, cladding, and lead temperatures during UTOP.

4. CONCLUSIONS

In this work, the analysis of the SEALER reactor is presented, which is an 8MWth microreactor that can generate 3 MWe. It is important to point out that the enrichment of this reactor is very close to 20%, so it is necessary to evaluate the safety beyond the reach of power generation. In this sense, we develop a reduced quasi-order model, the name is due that it has detailed modeling in the fuel with PDEs, a one-dimensional model in thermofluidic analysis, and a point neutron kinetics model (ODE).

The model was implemented in FORTRAN and steady state tests were performed. Unprotected Transient Over-Power (UTOP) was presented and analyzed, showing that it does not exceed safety limits [4]. Undoubtedly, further work is required to carry out more transient tests and model the systems that make up the reactor.

ACKNOWLEDGMENT

The authors thank Dr. Sergio Quezada Quezada García, for excellent reviewing, whose comments allowed to improve this work.

REFERENCES

1. Pérez-Valseca A. D., Espinosa-Paredes G., Aguilar-Madera C. G., Herrera-Hernández E. C., Gómez-Torres A. M., “Upscaling and downscaling the heat transfer process coupled with neutronic reflected core for sodium-cooled fast nuclear reactor”, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 189, Article 122713 (2022).
2. Esam MA Hussein, "Emerging small modular nuclear power reactors: A critical review", *Physics Open*, **5**, Article 100038 (2020).
3. Guillen, D. P., McDaniel, P. J., “An evaluation of power conversion systems for land-based nuclear microreactors: Can aeroderivative engines facilitate near-term deployment?”, *Nuclear Engineering and Technology*, **54**(4), p. 1482-1494 (2022).
4. Wallenius, J., Qvist, S., Mickus, I., Bortot, S., Szakalos, P., Ejenstam, J. (2018). Design of SEALER, a very small lead-cooled reactor for commercial power production in off-grid applications. *Nuclear Engineering and Design*, **338**, p. 23-33 (2018).
5. Todreas, N.E., Kazimi, M.S. *Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals*. Hemisphere Publishing Corporation, USA (1990).
6. Carbajo, J., Yoder, G., Popov, S., Ivanov, V. “A review of the thermophysical properties of MOX and UO₂ fuels”. *Journal of Nuclear Materials*, 299, p. 181-198 (2001).
7. Espinosa-Paredes, G., Espinosa-Martinez, E. G. “Fuel rod model based on Non-Fourier heat conduction equation”. *Annals of Nuclear Energy*, **36**, p. 680-693 (2009).
8. Pérez-Valseca, A. D., Quezada-García, S., Gómez-Torres, A. M., Vázquez-Rodríguez, A., Espinosa-Paredes, G., “Reactor behavior comparisons for two liquid metal-cooled fast reactors during an event of loss of coolant” *Case Studies in Thermal Engineering*, **16**, Article 100556 (2019).
9. Shahzad M., Qin L., Imam, S. “Analysis of lead-cooled fast reactor using a core simulator”, *Progress in Nuclear Energy*, **104**, p. 229-241 (2012)

Validación del Modelo Matemático del experimento QUENCH-06

Heriberto Sánchez Mora*

*Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior en Física y Matemáticas
Gustavo A. Madero, 07738, Ciudad de México, México
heribertosanchez7@hotmail.com*

Sergio Quezada García

*Universidad Nacional Autónoma de México, Facultad de Ingeniería,
Av. Universidad 3000, Ciudad Universitaria, Coyoacán, 04510, Ciudad de México, México
sergio.quezada@ingenieria.unam.edu*

Javier Ortiz Villafuerte, Armando M. Gómez Torres

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México – Toluca, La Marquesa s/n, Ocoyoacac, 52750, Estado de México, México
javier.ortiz@inin.gob.mx; armando.gomez@inin.gob.mx*

Resumen

Durante el enfriamiento del núcleo del reactor, como resultado de un accidente severo, se produce una reacción de oxidación fuertemente exotérmica del revestimiento de zirconio y conduce a la producción de hidrógeno, esto se ha observado en los accidentes de Fukushima, Chernobyl y Three Mile Island. Se han realizado varios experimentos para la comprensión de los fenómenos que intervienen en un accidente severo y de la adecuada modelización matemática del comportamiento de estos escenarios. El objetivo de este trabajo es desarrollar un modelo reducido de bajo costo computacional que simule el fenómeno de enfriamiento considerando la transferencia de calor por las barras de combustible, los fenómenos termohidráulicos en el refrigerante y la generación de hidrógeno enfocado en el experimento QUENCH-06, donde el propósito de este experimento es investigar el proceso de enfriamiento de barras de combustible en un escenario de accidente severo en un reactor nuclear de agua ligera. El modelo reducido se resuelve numéricamente. Se implementa en un compilador C++ y se valida con los datos del experimento, obteniendo una desviación en la generación integral de hidrógeno del -4.7%.

1. INTRODUCCIÓN

Con el objetivo de generar una amplia base de datos para comprender los fenómenos presentes durante un accidente severo, así como mejorar y validar los modelos existentes, se han desarrollado diferentes proyectos experimentales que buscan simular las condiciones del núcleo del reactor de manera segura.

Uno de los objetivos del proyecto OECD/NEA “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station (BSAF)” es analizar la progresión del accidente severo mediante simulación con códigos validados utilizando la base de datos de información

común [1,2]. Con los datos medidos durante la progresión del accidente severo, aun con la incertidumbre de los instrumentos por operar fuera del rango de diseño, se están desarrollando nuevos modelos matemáticos y ampliando los ya existentes.

Algunos de los objetivos principales del proyecto QUENCH, desarrollado en Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Alemania, son el suministro de una amplia base de datos experimentales para [3]:

- El desarrollo de modelos detallados del comportamiento de los elementos combustibles sobrecalentados en diferentes condiciones de inundación.
- Una mejor comprensión de los efectos de la inyección de agua en diferentes etapas.
- Determinar los criterios de fallo de los revestimientos, el agrietamiento de las capas de óxido, la exposición de las nuevas superficies metálicas al vapor, que actualmente se supone que dan lugar a un nuevo aumento de la temperatura debido a la oxidación y a la producción de hidrógeno.
- Determinar el término de la fuente de hidrógeno.

Dentro del programa QUENCH se desarrollan diferentes experimentos con objetivos específicos, en el presente estudio se toma el experimento QUENCH-06. El objetivo principal de QUENCH-06 es investigar el comportamiento de las barras de combustible en un escenario de enfriamiento. El enfriamiento se realiza inyectando agua al núcleo del reactor para poner fin a un transitorio de accidente severo. Sin embargo, antes de que el agua inyectada consiga enfriar el combustible se produce una mayor oxidación del revestimiento de circonio que provoca un fuerte aumento de la temperatura y la producción de hidrógeno [4].

De forma general, el fenómeno de enfriamiento se presenta cuando una superficie sólida a alta temperatura se enfría rápidamente con líquido a baja temperatura [5,6]. Durante el proceso de enfriamiento, los regímenes de transferencia de calor entre la superficie sólida y el líquido varían drásticamente con el tiempo. Los regímenes de transferencia de calor de ebullición de película, ebullición de transición, ebullición nucleada y convección monofásica aparecen sucesivamente con el tiempo durante el enfriamiento de la superficie sólida [7].

El enfriamiento se considera el peor escenario de accidente en cuanto a la liberación de hidrógeno en la contención, de hecho durante el accidente de Fukushima se inyectó agua de mar en el núcleo del reactor para enfriar el lecho de escombros [8,9]. Para los análisis de seguridad dentro y fuera de la vasija hay que demostrar que la tasa de liberación de hidrógeno y la cantidad total no superan los límites de la central considerada [4].

En el presente trabajo se toman los datos reportados para el experimento QUENCH-06 para desarrollar un modelo dinámico reducido del fenómeno de enfriamiento. El modelo reducido considera la transferencia de calor para las barras de combustible, los fenómenos termohidráulicos en el refrigerante y la reacción de oxidación, que da lugar a la producción de hidrógeno. El modelo reducido se resuelve numéricamente por medio de diferencias finitas, aplicando el método de Euler para las ecuaciones que son resueltas de forma explícita, y para las ecuaciones que son resueltas de forma implícita en 2D se aplica el método de direcciones alternante o la solución de una matriz tridiagonal para 1D. La solución numérica es implementada en un compilador C++. El modelo reducido se valida comparando la temperatura axial de las barras de combustible, la producción de hidrógeno, el nivel de agua en el ensamble y la temperatura del shroud, obtenidos con el modelo, con los datos del experimento QUENCH-06.

2. EXPERIMENTO QUENCH-06

En esta sección se describe la instalación del experimento, así como también la descripción de las fases a las que es sometido. Estos datos están basado en [10].

2.1. Instalación

El experimento considera un ensamble de combustible que contiene 20 barras de combustible calentadas eléctricamente, 1 barra de combustible sin calentar, 4 barras de instrumentación, un shroud de aislamiento y una capa envolvente de enfriamiento. Las longitudes de las barras de combustible son 2.480 m y 2.842 m para las barras calentadas y la no calentada, respectivamente. La longitud de la zona activa de las barras calentadas es de 1.024 m. En la zona activa, las barras están compuestas de pellets de tungsteno con 6 mm de diámetro, un pellet anular hecho de dióxido de circonio (ZrO_2) de diámetro interno y externo de 6.15 mm y 9.15 mm, respectivamente. El revestimiento de Zircaloy-4 tiene un diámetro interno y externo de 9.30 mm y 10.75 mm, respectivamente. Mientras que la barra sin calentar tiene un pellet anular de 2.5 mm y 9.15 mm de diámetro interno y externo, respectivamente. Las barras son enfriadas con un flujo de vapor/argón que entra desde la parte inferior de la instalación a una presión cercana a 0.2 MPa. El shroud de aislamiento tiene diferentes capas dependiendo de la posición axial. Por debajo de la zona activa (< 1024 mm), y con un diámetro interno de 80 mm, con el siguiente orden, el shroud tiene una capa de Zircaloy de 2.38 mm, una capa de fibra de ZrO_2 de un espesor de ~ 37 mm, y una capa de acero inoxidable con 5 mm de espesor, sin embargo, por encima de la zona activa (> 1024 mm) la fibra de ZrO_2 es sustituida por argón. La capa envolvente de enfriamiento está localizada en la periferia del shroud de aislamiento, donde fluye argón que entra en la parte superior de la zona activa (~ 1024 mm) hasta la parte inferior del shroud de aislamiento, y agua sub-enfriada que fluye por encima de la zona activa, ambos fluidos fluyen en un gap de 6 mm. La capa envolvente está confinada por una capa de acero inoxidable con un espesor de 12 mm. La **Figura 1a** ilustra lo antes mencionado, así como las dimensiones de los componentes desde una vista radial, y la **Figura 1b** muestra la visualización de la instalación del experimento desde una vista axial.

2.2. Fases del Experimento QUENCH-06

Bajo una presión de 0.2 MPa, el experimento consta de 4 fases: calentamiento, pre-oxidación, transitorio, y quenching. Durante estas fases, la energía suministrada a las barras calentadas cambia como muestra la **Figura 3**. También el flujo de vapor y argón que entra al ensamble para enfriar las barras cambia, teniendo un flujo de 3 g/s de vapor y 3 g/s de argón hasta el inicio de la fase quenching, ya que en la fase quenching el flujo de vapor es reducido a 0 g/s. En la fase quenching inicia la inserción de agua de enfriamiento con un valor de 42 g/s, mientras que el suministro de energía es poco a poco suspendido. La **Figura 3** ilustra las condiciones de potencia y flujos en el ensamble.

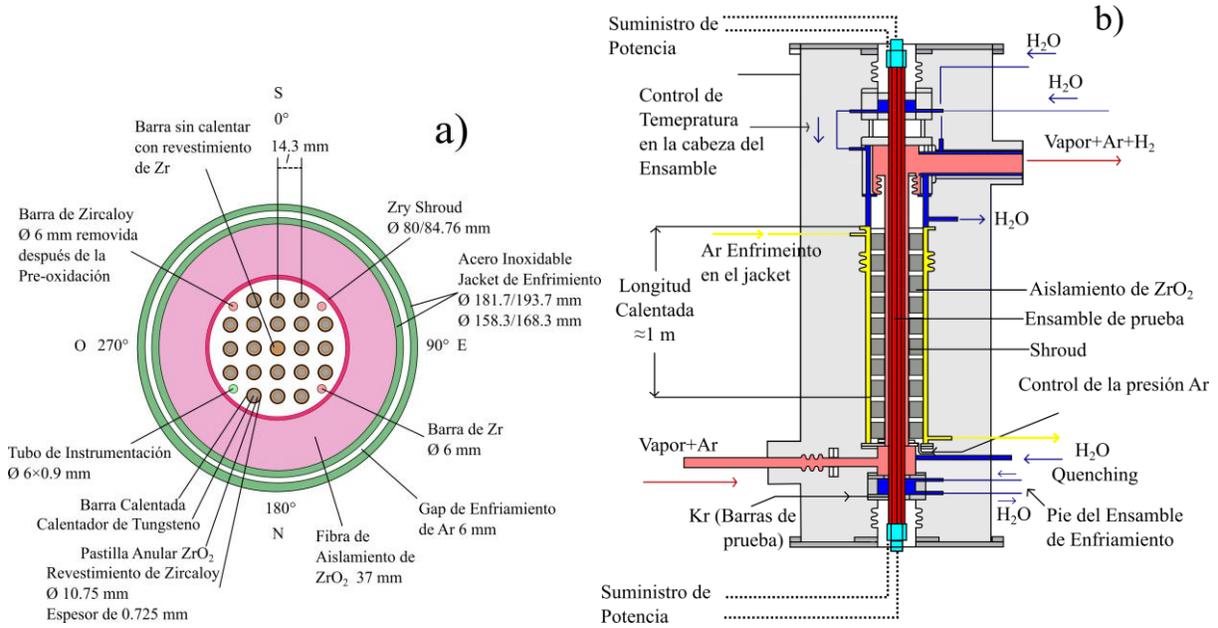


Figura 1. Vista axial y radial del experimento QUENCH-06.

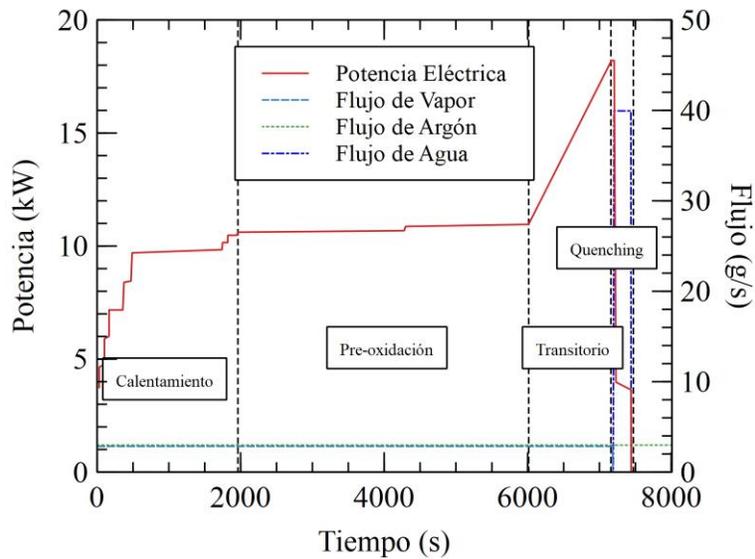


Figura 2. Condiciones de potencia y flujo del experimento QUENCH-06.

3. MODELO MATEMÁTICO

Para tomar en cuenta el flujo bifásico se aplican las siguientes ecuaciones sin considerar la ecuación de momento, del mismo modo que MAAP realiza este tipo de modelado [11], las ecuaciones representan el transporte de calor por el fluido de forma homogénea, y las ecuaciones de continuidad para cada una de las fases de forma unidimensional y dependientes del tiempo [12],

$$\rho_m \frac{\partial h_m}{\partial t} + G_m \frac{\partial h_m}{\partial z} = \frac{q'' P_h}{A_f} + \frac{\partial p}{dt} + \frac{G_m}{\rho_m} \left(f \frac{G_m |G_m|}{2 \rho_m D_h} + \frac{dp}{dz} \right) \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\rho_v \alpha)}{\partial t} + \frac{\partial(G_m x)}{\partial z} = \Gamma_v \quad (2)$$

$$\frac{\partial(\rho_l [1-\alpha])}{\partial t} + \frac{\partial(G_m [1-x])}{\partial z} = \Gamma_l \quad (3)$$

donde ρ_m es la densidad de la mezcla, ρ_v y ρ_l son las densidades de vapor saturado y líquido saturado, respectivamente, h_m es la entalpía específica de la mezcla, G_m es el flux másico de la mezcla, q'' es el calor transferido al fluido por las paredes circundantes, P_h es el perímetro mojado, A_f es el área de flujo, p es la presión, f es el coeficiente de fricción, D_h es el diámetro hidráulico, x es la calidad del vapor, α es la fracción de vacíos, Γ_v y Γ_l son la tasa de generación de vapor y de líquido por unidad de volumen, respectivamente, t es el tiempo y z es la componente axial.

Con respecto a la transferencia de calor por convección, el coeficiente convectivo de transferencia de calor depende del régimen de flujo y de ebullición, en este trabajo se muestran en la **Tabla 1** las diferentes correlaciones empleadas, las cuales están basadas en los trabajos de Fan et al. [13] y Wu et al. [14], y cumplen con los diferentes regímenes de transferencia de calor en el experimento.

Tabla 1. Correlación de transferencia de calor.

Régimen	Correlación	Ecuación
Convección natural	McAdams [15]	$10^4 < Gr \cdot Pr < 10^9 \quad h_{con} = 0.59 k_{fl} (Gr Pr)^{1/4} / D_h$
	Warner-Arpaci [16]	$10^9 < Gr \cdot Pr < 10^{13} \quad h_{con} = 0.10 k_{fl} (Gr Pr)^{1/3} / D_h$
Convección forzada	Sellers [17]	Flujo Laminar $h_{con} = 4.36 k_{fl} / D_h$
	Dittus-Boelter [18]	Flujo Turbulento $Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$
Ebullición nucleada	Chen [19]	$q''_{con} = h_{cf} (T_w - T_m) + h_{cv} (T_w - T_{sat})$
Flujo crítico de calor	Groeneveld CHF look-up table [20]	$q_{CHF} = f(G_m, p, x)$
Ebullición de transición	Chen-Sundaram-Ozkaynak [21]	$q''_{con} = q_{CHF} fl + h_{cv} \Delta T_{sat} (1 - fl)$ $fl = e^{-\lambda \Delta T_{sat}^{0.5}}$
Ebullición de película	Berenson [22]	$h_{con} = 0.425 \left[\frac{g k_v^3 \rho_v (\rho_l - \rho_v) (h_{fg} + 0.5 C_{p_v} \Delta T_{sat})}{\mu_v \Delta T_{sat} \sqrt{\sigma_\tau / g (\rho_l - \rho_v)}} \right]^{1/4}$
Temperatura mínima de ebullición de película	Spiegler et al. [23]	$T_{MFB} = 0.84 T_c$

3.2. Transferencia de Calor en Estructuras

3.2.1. Barras de combustible, barras de instrumentación, y shroud

En el experimento QUENCH-06 las estructuras que componen el ensamble son las barras de combustible, las barras de instrumentación, y el shroud de aislamiento. El modelo para

determinar la temperatura en las barras de combustible considera dependencia radial, axial, y temporal en la zona del combustible, en el gap y el revestimiento la dependencia es radial y temporal,

Región de Tungsteno

$$(\rho Cp)_W \frac{\partial T}{\partial t} = k_W \left(\frac{\partial^2 T}{\partial z^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \right) + q''' \quad (4)$$

Región de ZrO₂

$$(\rho Cp)_{ZrO_2} \frac{\partial T}{\partial t} = k_{ZrO_2} \left(\frac{\partial^2 T}{\partial z^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \right) \quad (5)$$

Región del gap

$$0 = k_g \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \quad (6)$$

Región de revestimiento

$$(\rho Cp)_{cl} \frac{\partial T}{\partial t} = k_{cl} \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \quad (7)$$

donde ρCp es el producto de la densidad y el calor específico del material, k es la conductividad térmica, q''' es la densidad de potencia, r es la componente radial, z la componente axial, y los subíndices W, ZrO₂, g, y cl, hacen referencia al material en el combustible en las regiones de tungsteno, dióxido de circonio, gap y revestimiento, respectivamente. Por otro lado, el modelo de transferencia de calor en las barras de instrumentación y el shroud de aislamiento tienen la misma forma que la Ec. (7).

3.3. Flujo de argón en la capa envolvente

El calor removido por el flujo de argón en el capa envolvente de enfriamiento en la región de calentamiento está dado por,

$$(\rho Cp)_{ar} \frac{\partial T}{\partial t} + v (\rho Cp)_{ar} \frac{\partial T}{\partial z} = \frac{q''_{ja} P_h}{A_f} \quad (8)$$

donde el subíndice *ar* se refiere a las propiedades del argón, q''_{ja} es el flujo neto de calor que se transfiere al fluido de la pared interna y externa de la capa envolvente, y v es la velocidad del argón. En la parte superior, encima de la zona calentada, el ensamble es enfriado por agua subenfriada y se aplican las Ecs. (1-3).

3.4. Generación de potencia térmica

Para determinar la generación de potencia térmica a través de las barras de combustible, el efecto de la temperatura en la resistencia es evaluado considerando los efectos del molibdeno, cobre y tungsteno. Los efectos del molibdeno y cobre corresponden a los electrodos en la parte superior y en el fondo de la zona calentada que está compuesta de tungsteno. Las resistencias eléctricas de cada material son calculadas mediante las siguientes correlaciones [24],

$$R_{Mo} = 2.25 \times 10^{-2} + 5.36 \times 10^{-5} T_{Mo} + 1.38 \times 10^{-7} T_{Mo}^2 - 2.22 \times 10^{-11} T_{Mo}^3 \quad (9)$$

$$R_{Cu} = -7.89 \times 10^{-3} + 9.9 \times 10^{-5} T_{Cu} - 5.49 \times 10^{-8} T_{Cu}^2 + 3.13 \times 10^{-11} T_{Cu}^3 \quad (10)$$

$$R_{W_i} = \left[-0.0261 + 2.63 \times 10^{-4} T_i + 2.2 \times 10^{-8} T_i^2 \right] \Delta z \cdot 3.5368 \times 10^{-2} \quad i = 1, \dots, n_z \quad (11)$$

donde, para un sistema discretizado, n_z es la cantidad de nodos axiales, Δz es la distancia entre nodos, R_{Mo} , R_{Cu} y R_W son las resistencias eléctricas del molibdeno, del cobre y del tungsteno, T es la temperatura del combustible en el centro, T_{Mo} y T_{Cu} son las temperaturas del molibdeno y del cobre, respectivamente, que son calculadas por,

$$T_{Mo} = 0.5(T_{n_z} + 350) \quad (12)$$

$$T_{Cu} = 0.5(T_{Mo} + 350) \quad (13)$$

Finalmente, la resistencia eléctrica total es calculada como muestra la Ec. (14) y la densidad de potencia lineal es calculada como la Ec. (15),

$$R_{tot} = \sum_{i=1}^{n_z} (R_W)_i + 0.0086(R_{Mo} + R_{Cu}) + 0.0005 \quad (14)$$

$$q' = \frac{P_e (R_W)_i}{R_{tot} \Delta z} \quad (15)$$

donde P_e es la potencia suministrada.

3.5. Modelo de oxidación

La oxidación del Zr es parte fundamental de este experimento, ya que se trata de una reacción altamente exotérmica, auto-catalítica, y generadora de H_2 . Los modelos parabólicos son ampliamente usados para este tipo de fenómenos con la estructura mostrada en la Ec. (16) y cuya solución discretizada en el tiempo con un paso Δt se muestra en la Ec. (17),

$$\frac{dw}{dt} = \frac{K}{2w} \quad (16)$$

$$w_{t+\Delta t} = \left(w_t^2 + K \Delta t \right)^{\frac{1}{2}} \quad (17)$$

donde w es la masa ganada de oxígeno, K es el coeficiente de reacción, el cual está dado por,

$$K = a \exp\left(-\frac{Q}{R_u T}\right) \quad (18)$$

donde a es el coeficiente pre-exponencial, Q es la energía de activación, y R es la constante universal de gases ideales. Para este estudio, los parámetros previamente mencionados tienen los valores reportados en la **Tabla 2**, utilizando la correlación Leistikow-Schanz [25] para $T \leq 1473$ K, Cathart-Pawel [26] para $1473 \text{ K} < T \leq 1773 \text{ K}$, y la correlación Baker-Just [27] para $T > 1773 \text{ K}$. Previamente se evaluaron varias correlaciones en el modelo y las mencionadas en la **Tabla 2**

fueron con las que se obtuvieron un mejor ajuste de los resultados de la simulación con datos experimentales mostrados en la sección 5 específicamente en la generación de hidrógeno.

Tabla 2. Correlaciones de la tasa oxidación de Zr en vapor.

Correlación	a ($\text{kg}^2 \text{m}^{-4} \text{s}^{-1}$)	Q/R_u (K)
Leistikow-Schanz [25] $T \leq 1473$ K	52.42	20962
Cathart-Pawel [26] $1473 \text{ K} < T \leq 1773$ K	36.22	19970
Baker-Just [27] $T > 1773$ K	204.8	22888

Otro aspecto importante es la generación de calor por la reacción de oxidación de Zr con vapor que es calculado de la siguiente forma,

$$q''_{ox} = \Delta S \frac{M_{Zr}}{M_{O_2}} \frac{(w^{t+\Delta t} - w^t)}{\Delta t} \quad (19)$$

donde q''_{ox} es la generación de calor por unidad de área debido a la oxidación de Zr con vapor, M_{Zr} y M_{O_2} es la masa molar del circonio y del oxígeno, respectivamente, y ΔS es la energía liberada por kg de Zr reaccionado, que tiene un valor de 6.45×10^6 J/kg de Zr.

La tasa de generación de hidrógeno es calculada como,

$$\dot{H}_2 = \frac{1}{8} A_s \frac{(w^{t+\Delta t} - w^t)}{\Delta t} \quad (20)$$

donde \dot{H}_2 es la tasa de generación de hidrógeno, y A_s es el área superficial.

3.6. Transferencia de calor por radiación

En este trabajo se utiliza el método conocido como método directo para determinar la transferencia de calor entre los componentes. El método consiste, esencialmente, en el cálculo de la radiosidad entre diferentes superficies a una temperatura dada en ellas considerando un medio gris. Conociendo la temperatura de cada superficie y la temperatura del fluido es posible calcular la radiosidad de las superficies resolviendo el siguiente sistema de ecuaciones basado en [28],

$$\varepsilon_i \sigma T_i^4 + \varepsilon_s \widehat{\rho}_i \sigma T_m^4 = J_i + (1 - \varepsilon_i) \sum_{j=1}^N \tau_{ji} F_{ij} J_j \quad i = 1, 2, \dots, N \quad (21)$$

donde N es la cantidad de superficies, ε es la emisividad de la superficie, $\widehat{\rho}$ es la reflectividad de la superficie, ε_s es la emisividad/absortancia del vapor, τ es la transmitancia del vapor que es igual a $1 - \varepsilon_s$, F_{ij} es el factor de vista del componente i al componente j , y σ es la constante de Stefan-Boltzmann, J es la radiosidad. Los valores de ε_s son extraídos de [29].

4. SOLUCIÓN NUMÉRICA

Las Ecs. (1-3, 4-7) son discretizadas por el método de diferencias finitas. Las Ecs. (1-3, 8) son resueltas de manera explícita por el método de Euler hacia adelante. No obstante, las Ecs. (4,5) son resueltas de manera implícita por el método de las direcciones alternantes, y las Ecs. (6,7) son resueltas de forma implícita, en ambos casos utilizando el algoritmo de Thomas. La nodalización considera 19 nodos axiales, de los cuales 10 corresponden a la región activa, 5 nodos por debajo de la región activa, y 4 nodos por encima de región activa. El modelo considera 4 zonas, la barra central sin calentar como la zona 1, las 8 barras de combustible alrededor de la barra central como la zona 2, y las barras de combustible restantes de la periferia como la zona 3, y las zona 4 es representadas por las barras de instrumentación. Considerando una barra promedio por cada zona, la **Figura 3** ilustra las barras por zona y el número indica la barra promedio correspondiente. La zona 2 recibe 42% de la potencia suministrada, mientras que la zona 3 recibe el 58% de potencia restante, basado en el trabajo de Šadek [3]. El modelo es implementado en un compilador C++.

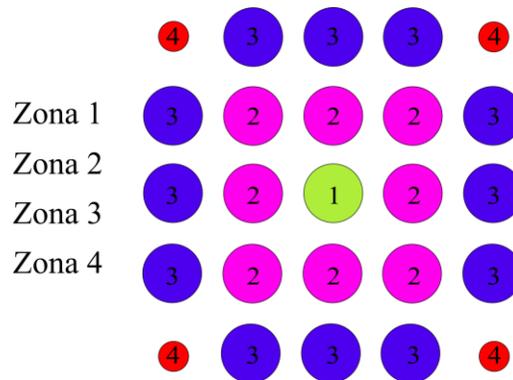


Figura 3. Distribución de barras a través del ensamble para la simulación.

5. RESULTADO DE LA SIMULACIÓN

Con la simulación realizada se implementó una interfaz gráfica para ilustrar la simulación implementando las librerías OpenGL. La **Figura 4** muestra a diferentes tiempos la simulación y el calentamiento de las barras, mostrando la mitad del ensamble en un corte axial. En esta figura es posible observar que el calentamiento de las barras de combustible está concentrado en gran medida en la zona activa. No se obtiene una variación considerable del campo de temperaturas entre 4000 s y 6000 s, correspondiendo a la fase de pre-oxidación, sin embargo, en 6500 s, 7000 s, y 7175 s se tiene un calentamiento considerable tanto en las barras de combustible y la cara interior del shroud debido al aumento de potencia dado en la fase transitoria, y finalmente, en la fase quenching se representó el nivel de agua en el sistema alcanzando su nivel máximo alrededor de 7435 s como se muestra en la figura, y desciende debido a la interrupción de inserción de refrigerante y la evaporación de agua por el calor remanente en los componentes del ensamble. Esta visualización es bastante útil para la depuración del modelo así como en el análisis cualitativo del sistema.

La **Figura 5** muestra la comparación del comportamiento de la temperatura de las barras de la segunda zona de este modelo con resultados experimentales en diferentes posiciones axiales, dando una aceptable aproximación. La **Figura 5a** demuestra que el modelo responde a las

diferentes fases del experimento, QUENCH-06, con una ligera sobreestimación de la temperatura en la posiciones de 950 mm y 550 mm, sin embargo, esta sobreestimación no excede el 3.5% de error en la fase de pre-oxidación. No obstante, tanto el experimento como el modelo, en la posición de 1050 mm se comportan de manera bastante similar durante las fases de pre-oxidación y transición. En el proceso quenching, la **Figura 5b** ilustra la comparación del modelo y los datos experimentales en esta parte del experimento, siendo este proceso difícil de modelar con exactitud, ya que el coeficiente convectivo de transferencia de calor está basado en modelos empíricos. A pesar de eso, con el presente modelo se tienen tendencias similares a las experimentales, siendo más notoria esta similitud a la altura de 550 mm.

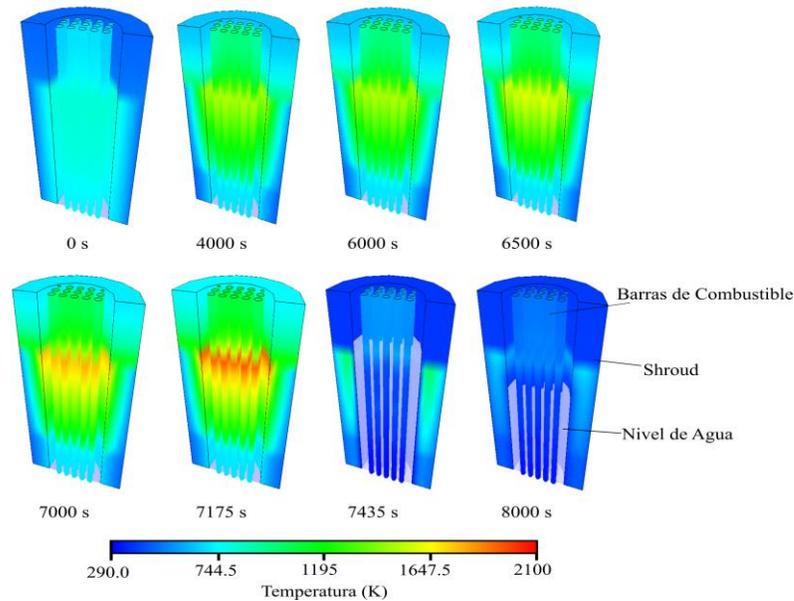


Figura 4. Representación del campo de temperaturas a diferentes tiempos en la simulación de QUENCH-06.

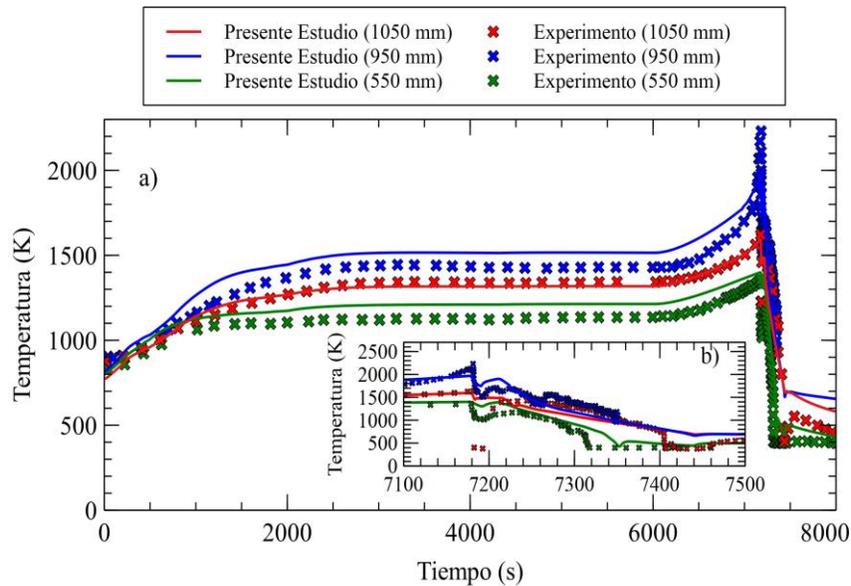


Figura 5. Comparación de la temperatura a diferentes posiciones axiales de las barras de combustible de la segunda zona: a) Comportamiento durante todo el experimento, b) Comportamiento durante el proceso quenching.

La **Figura 6a** compara la generación integral de hidrógeno con un adecuado ajuste del modelo durante todo el experimento. El modelo subestima la generación de hidrógeno en un -4.7% , siendo esto un buen resultado tomando en cuenta que la precisión experimental en la medición de hidrógeno generado fue de 5% [30]. La **Figura 6b** presenta la comparación de la tasas de generación de calor por oxidación del experimento y del presente trabajo con una pequeña sobreestimación al inicio de la fase de pre-oxidación, a pesar de ello ambas tendencias tienen el mismo comportamiento hasta antes de la fase quenching; los resultados experimentales reportan un pico considerable de generación de calor por oxidación, lo que el presente modelo no puede predecir, pero este fenómeno sólo ocurre durante algunos segundos.

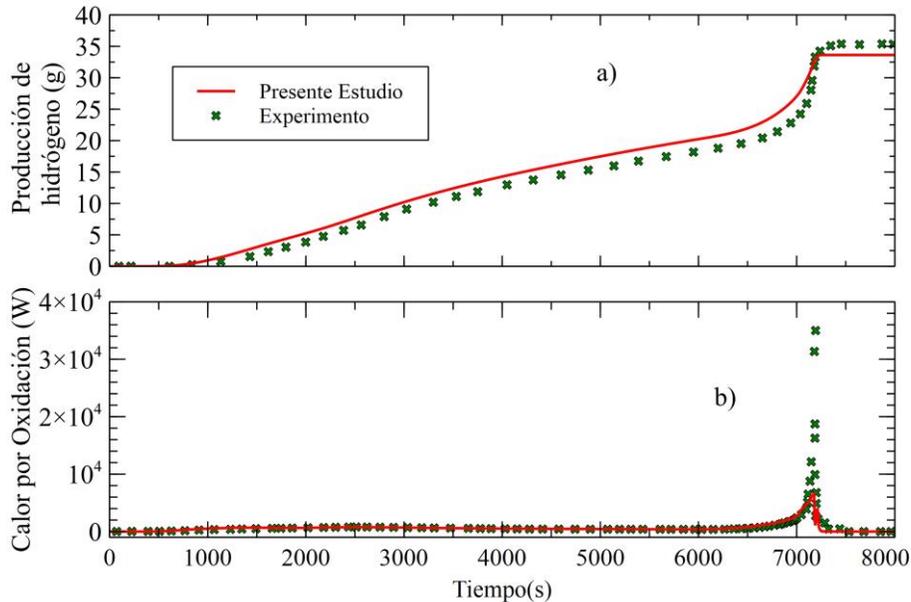


Figura 6. Comparación de resultados: a) Producción integral de hidrógeno, b) generación de potencia por oxidación.

Los resultados de la simulación y de los datos experimentales con respecto al nivel de agua en el ensamble durante el proceso de reinundamiento se comparan en la **Figura 7**. Los resultados de la simulación se ajustan a la tendencia de los datos experimentales, asumiendo un nivel colapsado en el presente estudio. La diferencia entre el nivel calculado en el presente estudio y los datos experimentales tiene un error de 3.6% .

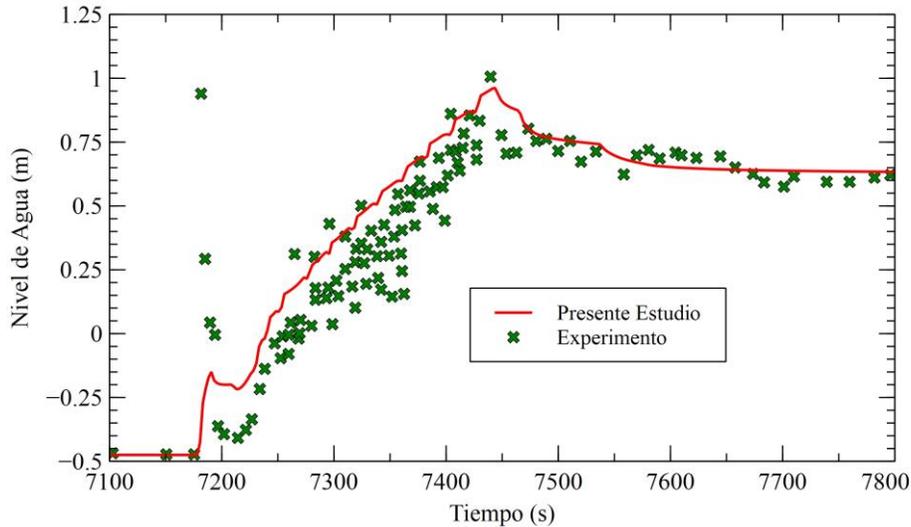


Figura 7. Comparación del nivel de agua en el ensamble.

La radiación tiene un efecto importante en el calentamiento del shroud, ya que al no ser considerada, el calentamiento de las barras de combustible es mayor que el del caso base y la temperatura del shroud disminuye al no haber esta transferencia de calor. En la **Figura 8** se muestra el comparativo de la temperatura interna del shroud a 950 mm entre los datos experimentales y los obtenidos en el presente trabajo en dos casos: sin considerar la radiación y considerando la radiación. Es posible observar que la temperatura interna del shroud obtiene un resultado bastante cercano a los datos experimentales al considerarse la radiación. De otro modo, la temperatura del shroud sin esta contribución de calor por radiación de las barras calentadas eléctricamente se mantiene por debajo del valor experimental.

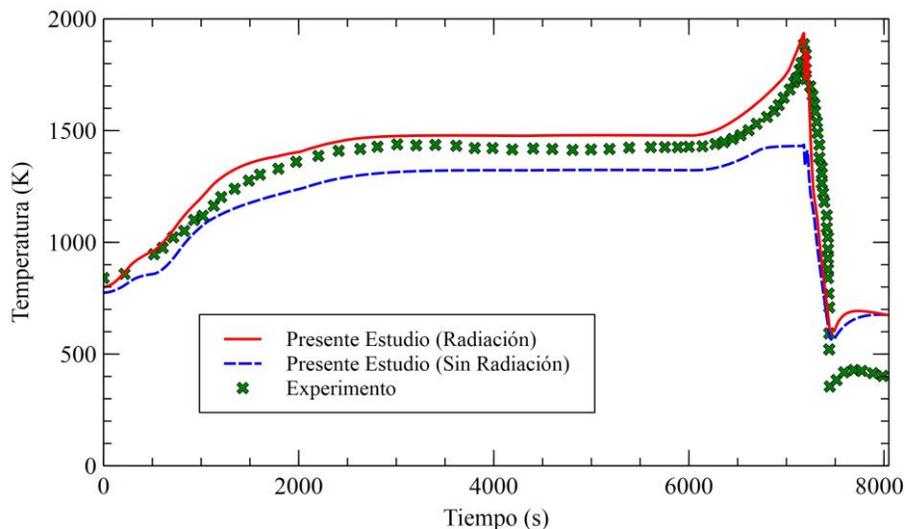


Figura 8. Comparación con datos experimentales de la temperatura interna del shroud a 950 mm considerando radiación.

El presente modelo reproduce cuantitativamente y cualitativamente los resultados experimentales en el experimento QUENCH-06, siendo este caso base como validación del modelo. La simulación tomó alrededor de 5 minutos utilizando un procesador AMD Ryzen 7 3700U con Radeon Vega Mobile Gfx 2.30 GHz, por lo cual es computacionalmente económico.

6. CONCLUSIÓN

El modelo reducido desarrollado demostró una aceptable reproducción de los resultados del experimento QUENCH-06 como se demostró en la sección 5 de este trabajo, con un error en la generación de hidrógeno final de -4.7% para el caso base, lo cual está dentro del error del instrumento de medición del 5%, además la desviación de la temperatura medida en el experimento y los valores reportados por el presente trabajo se estiman por debajo del 3.5% en la fase de pre-oxidación, y el nivel de refrigerante durante el proceso quenching tiene un perfil bastante similar como muestra la **Figura 7**, con una desviación con datos experimentales de 3.6% al valor final de la simulación. Este resultado ha corroborado que las asunciones del modelo han sido correctas, demostrando que un modelo reducido puede reproducir la fenomenología del experimento. La subestimación de la generación de hidrógeno puede estar ligada a la falta de conocimiento de los fenómenos durante la oxidación del Zr, como la influencia de la presión de cómo agrava la progresión de la corrosión, una adecuada correlación de oxidación parabólica, una mejor estimación del perfil de temperaturas durante el experimento, entre otros. Por lo que un análisis de sensibilidad e incertidumbre sería útil para determinar los parámetros con mayor relevancia en este experimento.

En un escenario real, la estimación de la cantidad de hidrógeno generado es crucial para determinar la posibilidad de detonación en plantas nucleares en un accidente severo, así como establecer límites de almacenamiento del mismo.

El modelo implementado en un compilador C++ toma alrededor de 5 min en la simulación del escenario en un procesador AMD Ryzen 7 3700U with Radeon Vega Mobile Gfx 2.30 GHz, siendo un código computacionalmente económico aún sin estar paralelizado, además de permitir la facilidad de adaptar las librerías de OpenGL para la depuración del programa.

REFERENCIAS

1. M. Sonnenkalb, M. Pellegrini, L.E. Herranz, T. Lind, A.C. Morreale, K. Kanda, H. Tamaki, S.I. Kim, F. Cousin, L. Fernandez Moguel, N. Andrews, T. Sevon, Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF), phase 2 – Results of severe accident analyses for unit 2, Nucl. Eng. Des. 369 (2020) 110840. doi:10.1016/J.NUCENGDES.2020.110840.
2. M. Pellegrini, K. Dolganov, L.E. Herranz, H. Bonneville, D. Luxat, M. Sonnenkalb, J. Ishikawa, J.H. Song, R.O. Gauntt, L.F. Moguel, F. Payot, Y. Nishi, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS: Best-Estimate Case Comparison, Nucl. Technol. 196 (2016) 198–210. doi:10.13182/NT16-63.
3. S. Šadek, RELAP5/SCDAPSIM Analysis of the QUENCH-06 Experiment. Report number(FER-ZVNE/SA/DA -IR01/03-0), Zagreb, 2003.
4. L. Sepold, W. Hering, C. Homann, A. Miassoedov, G. Schanz, U. Stegmaier, J.S. M. Steinbrück, H. Steiner, Experimental and Computational Results of the QUENCH-06 Test (OECD ISP-45), 2004.
5. C.Y. Lee, W. Kee, I.& Yang, H. Koo, W. Kee In, Y.H. Koo, Transient pool boiling heat transfer during rapid cooling under saturated water condition, <https://doi.org/10.1080/00223131.2015.1045952>. 53 (2015) 371–379. doi:10.1080/00223131.2015.1045952.

6. A. Seshadri, B. Phillips, K. Shirvan, Towards understanding the effects of irradiation on quenching heat transfer, *Int. J. Heat Mass Transf.* 127 (2018) 1087–1095. doi:10.1016/J.IJHEATMASSTRANSFER.2018.07.144.
7. J. young Kang, T.K. Kim, G.C. Lee, M.H. Kim, H.S. Park, Quenching of candidate materials for accident tolerant fuel-revestimiento in LWRs, *Ann. Nucl. Energy.* 112 (2018) 794–807. doi:10.1016/J.ANUCENE.2017.11.007.
8. Z. Ahmed, C. Jordan, P. Jain, K. Robb, H. Bindra, S.J. Eckels, Experimental investigation on the coolability of nuclear reactor debris beds using seawater, *Int. J. Heat Mass Transf.* 184 (2022) 122347. doi:10.1016/J.IJHEATMASSTRANSFER.2021.122347.
9. S.W. Lee, S.M. Kim, S.D. Park, I.C. Bang, Study on the cooling performance of sea salt solution during reflood heat transfer in a long vertical tube, *Int. J. Heat Mass Transf.* 60 (2013) 105–113. doi:10.1016/J.IJHEATMASSTRANSFER.2012.12.046.
10. W. Hering, C. Homann, A. Miassoedov, M. Steinbruck, Specification of the International Standard Problem ISP-45 (QUENCH-06), Internal Report 3355, OECD/NEA/CSNI/R(2001)1, Germany, 2001.
11. A Review of MAAP4 Code Structure and Core T/H Model, Korea, 1998.
12. N.E. Todreas, M.S. Kazimi, *Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals*, Hemisphere Publishing Corporation, USA, 1990.
13. J. Fan, J. Gou, J. Shan, L. Ge, P. Wu, Development and validation of a two-fluid three-field model for the vertical upward flow, *Prog. Nucl. Energy.* 141 (2021) 103953. doi:10.1016/J.PNUCENE.2021.103953.
14. P. Wu, X. Xiong, J. Shan, J. Gou, B. Zhang, B. Zhang, Improvement and validation of the wall heat transfer package of RELAP5/MOD3.3, *Nucl. Eng. Des.* 310 (2016) 418–428. doi:10.1016/J.NUCENGDES.2016.10.049.
15. W.H. McAdams, *Heat Transmission*, McGraw-Hill, New York, 1954.
16. C.Y. Warner, V.S. Arpaci, An experimental investigation of turbulent natural convection in air at low pressure along a vertical heated flat plate, *Int. J. Heat Mass Transf.* 11 (1968) 397–406. doi:10.1016/0017-9310(68)90084-7.
17. J.R. Sellars, M. Tribus, J.S. Klein, Heat transfer to laminar flow in a round tube or flat conduit : the Graetz problem extended. WADC Technical Report 54-255, 1954.
18. F.W. Dittus, L.M.K. Boelter, Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type, *Int. Commun. Heat Mass Transf.* 12 (1985) 3–22.
19. J.C. Chen, Correlation for boiling heat transfer to saturated fluids in convective flow, *Ind. Eng. Chem. Process Des. Dev.* 5 (1966) 322–329. doi:https://doi.org/10.1021/i260019a023.
20. D.C. Groeneveld, J.Q. Shan, A.Z. Vasić, L.K.H. Leung, A. Durmayaz, J. Yang, S.C. Cheng, A. Tanase, The 2006 CHF look-up table, *Nucl. Eng. Des.* 237 (2007) 1909–1922. doi:10.1016/J.NUCENGDES.2007.02.014.
21. J.C. Chen, R.K. Sundaram, F.T. Ozkaynak, A phenomenological correlation for post-CHF heat transfer (PB--269686), United States, 1977.
22. P.J. Berenson, Film-boiling heat transfer from a horizontal surface, *J. Heat Transfer.* 83 (1961) 351–356. doi:10.1115/1.3682280.
23. P. Spiegler, J. Hopenfeld, M. Silberberg, C.F. Bumpus, A. Norman, Onset of stable film boiling and the foam limit, *Int. J. Heat Mass Transf.* 6 (1963) 987–989. doi:10.1016/0017-9310(63)90053-X.
24. C.M. Allison, R.J. Wagner, RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2 (am+) Input Manual Supplemental, Idaho Falls (USA), 2001.
25. S. Leistikow, G. Schanz, Oxidation kinetics and related phenomena of zircaloy-4 fuel revestimiento exposed to high temperature steam and hydrogen-steam mixtures under PWR accident conditions, *Nucl. Eng. Des.* 103 (1987) 65–84. doi:10.1016/0029-5493(87)90286-X.

26. R.E. Pawel, J. V. Cathcart, R.A. Mckee, The Kinetics of Oxidation of Zircaloy-4 in Steam at High Temperatures, *J. Electrochem. Soc.* 126 (1979) 1105–1111.
27. L. Baker, L.C. Just, Studies of metal-water reactions at high temperatures III, in: *Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction*. ANL-6548, 1962.
28. L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips, MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual, SAND2017-0876 O, Albuquerque, USA, 2017.
29. C.B. Ludwig, C.C. Ferriso, Prediction of total emissivity of nitrogen-broadened and self-broadened hot water vapor, *J. Quant. Spectrosc. Radiat. Transf.* 7 (1967) 7–26. doi:10.1016/0022-4073(67)90054-4.
30. W. Hering, C. Homann, J.S. Lamy, A. Miassoedov, G. Schanz, L. Sepold, M. Steinbruck, Comparison and Interpretation Report of the OECD International Standard Problem No. 45 Exercise (QUENCH-06), Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, 2002.

Análisis Multi-escala de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Estocolmo, Suecia.
alpere@kth.se

Gilberto Espinosa-Paredes
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana, Unidad Iztapalapa.
gepe@xanum.uam.mx

Resumen

Los reactores nucleares son sistemas heterogéneos que contienen miles de pines de combustible y muestran una distribución de energía en el espacio donde las temperaturas entre el fluido refrigerante y las barras de combustible son diferentes. En este sistema, los fenómenos de transferencia de calor son de crucial importancia en el diseño y análisis de seguridad debido a los efectos de retroalimentación con los procesos neutrónicos para la generación de energía. En este trabajo, el proceso de transferencia de calor se analiza en reactores nucleares rápidos refrigerados por metal líquido, con dos ecuaciones de energía escaladas. El escalamiento de las ecuaciones se realiza mediante la aplicación del método de promediado volumétrico. El modelo de transferencia de calor escalado se acopla con un modelo neutrónico de flujo reflectado, con efectos de retroalimentación de las temperaturas del combustible nuclear y el metal líquido. Las ecuaciones de energía escaladas son representativas del núcleo completo del reactor con restricciones físicas, definiciones de variables promedio y coeficientes efectivos, lo cual permite un grado aceptable de fidelidad para predecir el comportamiento del núcleo del reactor. Para aumentar el grado de fidelidad en el análisis, se presenta un proceso de des-escalamiento del núcleo del reactor, que considera la escala de un ensamble de combustible nuclear, hasta la escala más pequeña considerada (barra de combustible). Este punto es de particular importancia para el análisis de puntos calientes en el núcleo del reactor, derivando en la seguridad del reactor en estado estacionario y en eventos de perturbación. El modelo escalado es programado en un Software de Dinámica de Fluidos Computacional, en donde se simuló eventos en estado estacionario y se diseñaron escenarios en diferentes condiciones de operación del reactor, para estudios de seguridad.

1. INTRODUCCIÓN

En un reactor nuclear ocurren simultáneamente diferentes fenómenos. En el núcleo, el proceso neutrónico derivado de la fisión está íntimamente ligado al proceso de transferencia de calor entre las barras de combustible y el refrigerante. El núcleo es heterogéneo y contiene muchos conjuntos de combustible y, a su vez, cada conjunto contiene varias barras de combustible. El núcleo contiene diferentes zonas de enriquecimiento de combustible, barras de control y elementos estructurales.

Un gran esfuerzo para comprender la física de los reactores nucleares incluye el análisis de la interacción entre el combustible y el refrigerante, véanse, por ejemplo, [1-5]. Estos autores basan su trabajo en el

análisis del núcleo del reactor con el enfoque de subcanal [6], que establece un canal representativo compuesto por una varilla y el fluido que la rodea. En este enfoque, se consideran las ecuaciones gobernantes de transporte de masa, cantidad de movimiento y energía de la barra de combustible y del refrigerante que la rodea.

Para el reactor rápido refrigerado por metales líquidos (LMFR, por sus siglas en inglés), la metodología de análisis de subcanal se ha utilizado con frecuencia, en [7] se presenta el análisis del termofluido de un canal, incluyendo la interacción entre dos tipos diferentes de subcanales para reactores rápidos refrigerados por sodio (SFR, por sus siglas en inglés). Sin embargo, los investigadores no consideraron los efectos de retroalimentación de los procesos neutrónicos. En [8] se realizó un análisis de las barras de combustible y el núcleo de los reactores SFR utilizando un programa basado en subcanal. En la actualidad, existen otros simuladores numéricos como el código SUBAC que también se basa en el análisis de subcanal, calculando distribuciones de flujo y temperatura en conjuntos combustibles de SFR.

En este trabajo se presenta el modelo escalado de transferencia de calor a la escala del núcleo de un reactor SFR, partiendo de las ecuaciones locales y resolviendo los problemas asociados para la obtención de los coeficientes efectivos, posteriormente se presenta el modelo neutrónico utilizado para describir los fenómenos en el núcleo, el cual se considera con las dos regiones de combustible correspondientes y la zona de reflector. Se realiza el acoplamiento de los modelos térmico y neutrónico, y la identificación de las variables internas y externas involucradas. Los modelos acoplados se implementan en un software CFD, en donde se calcula el estado estacionario del núcleo y los experimentos numéricos de reactividad realizados. Para terminar, se realiza el análisis multi-escala, en donde se presentan los resultados del modelo escalado en la escala del núcleo y se propone un proceso de des-escalamiento hasta el nivel de barra, para obtener una mayor fidelidad de los resultados de temperatura de la barra de combustible y el refrigerante.

2. MODELADO MULTI-ESCALA

El núcleo del SFR está formado por ensamblajes hexagonales, como se ilustra en la Figura 1a, se observa el diseño radial del núcleo, el cual incluye el combustible, los reflectores y las barras de control [9]. La zona de combustible se divide en secciones interna y externa; cada uno tiene diferentes concentraciones de uranio-plutonio. El núcleo consta de 453 conjuntos de combustible, 330 reflectores radiales y 33 ensamblajes de control. Las regiones interna y externa tienen 225 y 228 ensamblajes de combustible, respectivamente. La Figura 1b ilustra las dimensiones del conjunto de combustible, en la Figura 1c, se presentan la distancia de pin a pin y el radio de la barra de combustible (escala local).

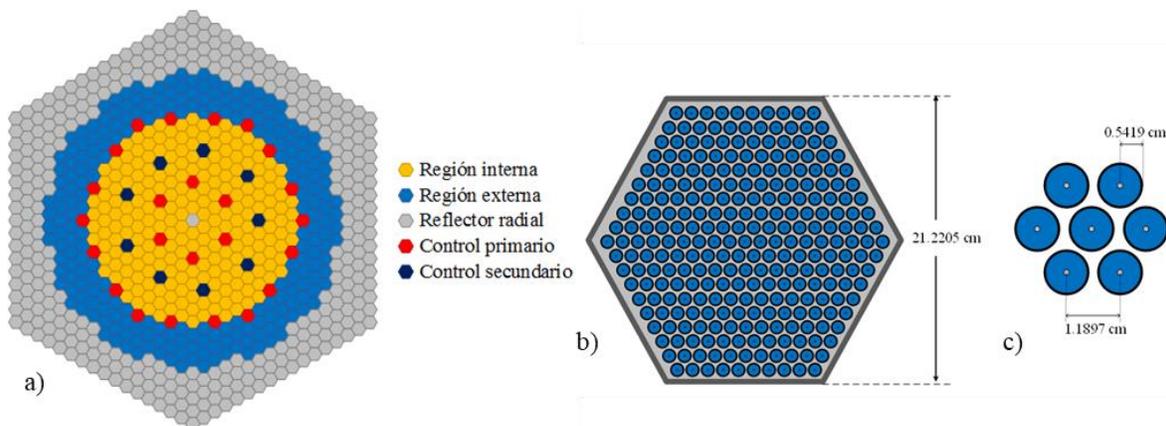


Figura 1. a) Corte radial del núcleo del reactor SFR, b) Ensamble hexagonal de combustible, c) Distribución de los pines de combustible [9].

2.1. Modelo matemático escalado

Dentro del marco de promediado volumétrico, el núcleo del reactor nuclear se trata como un medio poroso jerárquico, en donde se parte de una escala a nivel de pin, escalando a nivel del núcleo. De esta manera, las ecuaciones gobernantes válidas en la escala de pines de combustible se suavizan espacialmente, y la ecuación final escalada se obtiene. El desarrollo para la obtención de las ecuaciones escaladas se presenta en [10].

Es importante señalar que se decide obtener un modelo de dos ecuaciones en no equilibrio térmico. En este caso, es importante obtener la temperatura de ambas fases de manera independiente, ya que por cuestiones de seguridad se debe monitorear la temperatura del combustible y la temperatura del refrigerante. A continuación, se presenta la ecuación escalada para la fase sólida y sus respectivos coeficientes efectivos.

$$\varepsilon_f (\rho C_p)_f \frac{\partial \langle T_f \rangle^f}{\partial t} - \mathbf{u}_{ff} \cdot \nabla \langle T_f \rangle^f - \mathbf{u}_{fm} \cdot \nabla \langle T_m \rangle^m = \nabla \cdot \left[\mathbf{K}_{ff} \cdot \nabla \langle T_f \rangle^f + \mathbf{K}_{fm} \cdot \nabla \langle T_m \rangle^m \right] - a_v h \left(\langle T_f \rangle^f - \langle T_m \rangle^m \right) + \langle q^m(\mathbf{r}, t) \rangle^f \quad (1)$$

Los coeficientes efectivos escalados para la fase sólida están dados por las Ecs. (2)-(6), lo cual es consistente con el trabajo presentado por [11].

$$\mathbf{K}_{ff} = k_f \left(\varepsilon_f \mathbf{I} + \frac{1}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \mathbf{b}_{ff} dA \right) \quad (2)$$

$$\mathbf{K}_{fm} = \frac{k_f}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \mathbf{b}_{fm} dA \quad (3)$$

$$\mathbf{u}_{ff} = \frac{k_f}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \cdot \nabla \mathbf{b}_{ff} dA + \frac{k_f}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} s_f dA \quad (4)$$

$$\mathbf{u}_{fm} = \frac{k_f}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \cdot \nabla \mathbf{b}_{fm} dA - \frac{k_f}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} s_f dA \quad (5)$$

$$a_v h = k_f \left(\frac{1}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \cdot \nabla s_f dA \right) = -k_m \left(\frac{1}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{mf} \cdot \nabla s_m dA \right) \quad (6)$$

La ecuación escalada cerrada para la fase líquida, dada por

$$\varepsilon_m (\rho C_p)_m \frac{\partial \langle T_m \rangle^m}{\partial t} + (\rho C_p)_m \varepsilon_m \nabla \cdot \left(\langle \mathbf{v}_m \rangle^m \langle T_m \rangle^m \right) = \mathbf{u}_{mm} \cdot \nabla \langle T_m \rangle^m + \mathbf{u}_{mf} \cdot \nabla \langle T_f \rangle^f + \nabla \cdot \left[\mathbf{K}_{mm} \cdot \nabla \langle T_m \rangle^m + \mathbf{K}_{mf} \cdot \nabla \langle T_f \rangle^f \right] - a_v h \left(\langle T_m \rangle^m - \langle T_f \rangle^f \right) \quad (7)$$

En donde los coeficientes efectivos $\mathbf{K}_{mm}, \mathbf{K}_{mf}, \mathbf{u}_{mm}, \mathbf{u}_{mf}, a_v h$ están dados por

$$\mathbf{K}_{mm} = k_m \left(\varepsilon_m \mathbf{I} + \frac{1}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} \mathbf{b}_{mm} dA \right) - (\rho C p)_m \langle \tilde{\mathbf{v}}_m \mathbf{b}_{mm} \rangle \quad (8)$$

$$\mathbf{K}_{mf} = \frac{k_m}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{mf} \mathbf{b}_{mf} dA - (\rho C p)_m \langle \tilde{\mathbf{v}}_m \mathbf{b}_{mf} \rangle \quad (9)$$

$$\mathbf{u}_{mm} = \frac{k_m}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} \cdot \nabla \mathbf{b}_{mm} dA - \frac{k_m}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} s_m dA + (\rho C p)_m \langle \tilde{\mathbf{v}}_m s_m \rangle \quad (10)$$

$$\mathbf{u}_{mf} = \frac{k_m}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} \cdot \nabla \mathbf{b}_{mf} dA + \frac{k_m}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} s_m dA - (\rho C p)_m \langle \tilde{\mathbf{v}}_m s_m \rangle \quad (11)$$

$$a_v h = k_m \left(\frac{1}{V} \int_{A_{mf}} \mathbf{n}_{mf} \cdot \nabla s_m dA \right) = -k_f \left(\frac{1}{V} \int_{A_{fm}} \mathbf{n}_{fm} \cdot \nabla s_f dA \right) \quad (12)$$

La solución a los problemas de cerradura en una celda unitaria específica lleva a mapear las variables de cerradura $\mathbf{b}_{ff}, \mathbf{b}_{fm}, \mathbf{b}_{mf}, \mathbf{b}_{mm}, s_f$ y s_m en las ecuaciones anteriores, y a través de estas variables de cerradura, a su vez, se puede obtener los coeficientes efectivos $\mathbf{K}_{ff}, \mathbf{K}_{fm}, \mathbf{K}_{mf}, \mathbf{K}_{mm}, \mathbf{u}_{ff}, \mathbf{u}_{fm}, \mathbf{u}_{mf}, \mathbf{u}_{mm}$ y $a_v h$ [10].

En la Figura 2, se muestra el comportamiento de las componentes del tensor térmico efectivo en función de la velocidad, en el caso del coeficiente \mathbf{K}_{ff} , el componente zz no se ve afectado por la velocidad, y las componentes xx e yy aumentan conforme la velocidad aumenta, permitiendo una mayor transferencia convectiva. Las componentes xx e yy del coeficiente \mathbf{K}_{fm} se comportan de manera inversa a la de \mathbf{K}_{ff} , pero el zz se mantiene constante. El tensor \mathbf{K}_{mf} tiene un comportamiento en donde conforme aumenta la velocidad el coeficiente disminuye, disminuyendo el valor del coeficiente efectivo, predominando el transporte de calor macroscópico, similar al transporte de calor molecular o conducción. El tensor más importante en función de la velocidad es \mathbf{K}_{mm} , en este caso el cambio en cada componente disminuye conforme aumenta la velocidad, indicando que predomina el transporte macroscópico en la dirección obtenida.

En la Figura 3, se presenta el comportamiento de las componentes xx, yy y zz de los coeficientes efectivos $\mathbf{u}_{ff}, \mathbf{u}_{fm}, \mathbf{u}_{mf}, \mathbf{u}_{mm}$ en función de la velocidad de entrada del refrigerante. Este coeficiente está asociado con el vector *pseudo-convectivo*, es decir, considera la transferencia de calor por convección, el cual está directamente relacionado con la velocidad. Para los coeficientes $\mathbf{u}_{ff}, \mathbf{u}_{fm}$, la componente xx tienen un incremento a medida que la velocidad aumenta, para la componente yy , el comportamiento se puede considerar constante. En el caso de los coeficientes $\mathbf{u}_{mf}, \mathbf{u}_{mm}$, las componentes xx e yy se mantienen constantes, y la componente zz aumenta en función del aumento en la velocidad del fluido. Esto es consistente con el modelo, ya que se considera que el fluido se encuentra en movimiento en dirección axial.

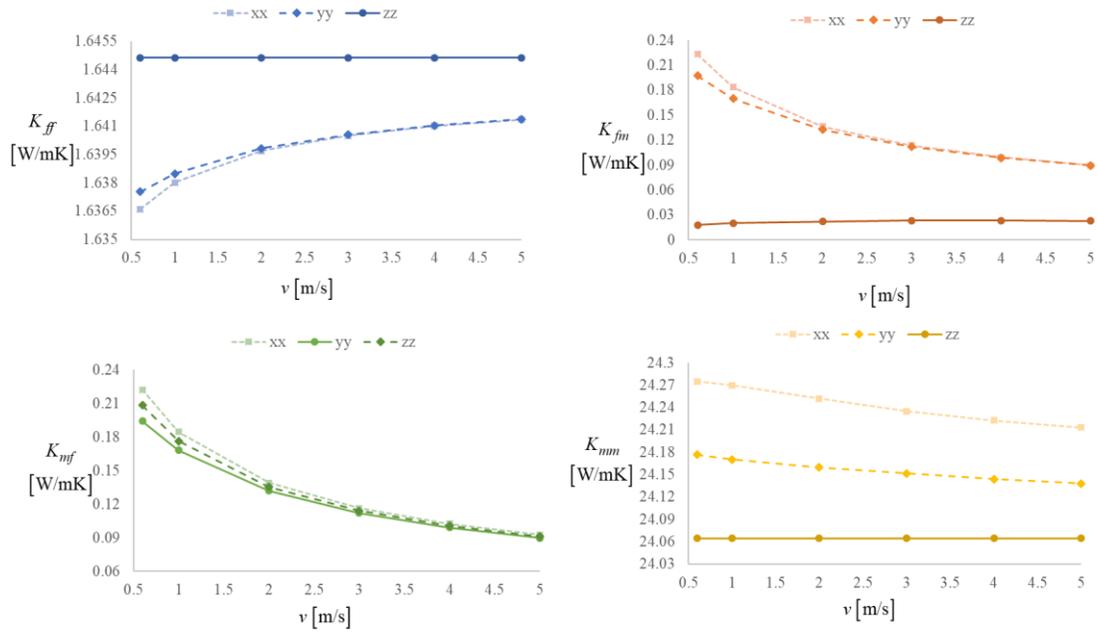


Figura 2. Componentes de coeficientes efectivos de los tensores térmicos en función de la velocidad del refrigerante [10].

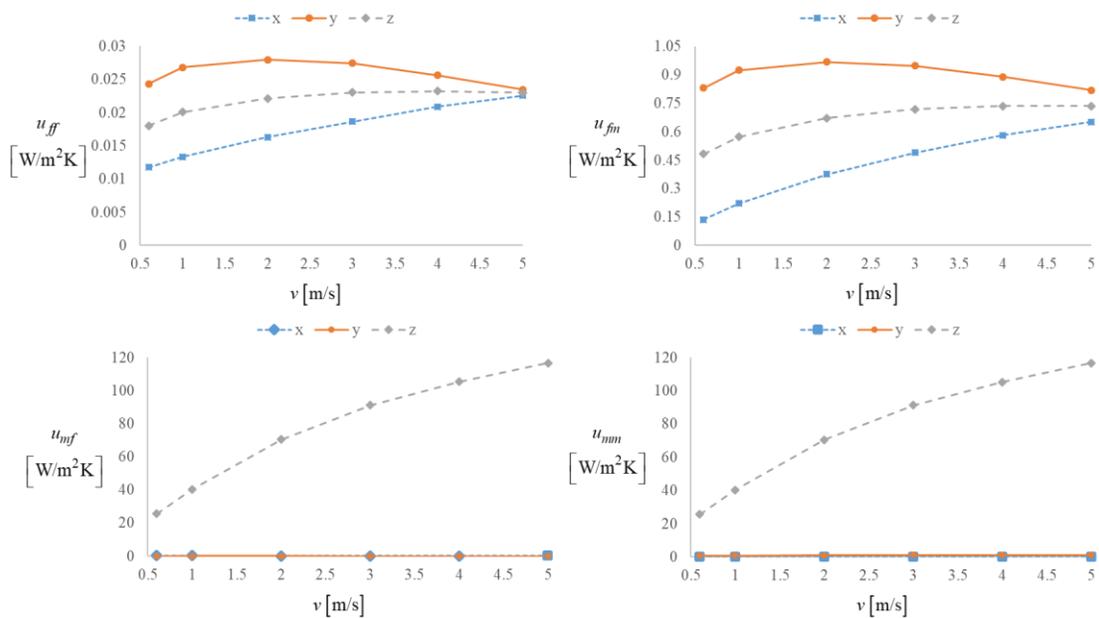


Figura 3. Componentes de los coeficientes efectivos del vector pseudo-convectivo en función de la velocidad del refrigerante [10].

El valor del coeficiente volumétrico de transferencia de calor $a_v h$, se muestra en la Figura 4. Este valor se relaciona con la cantidad de energía transferida de la fase sólida a la líquida, este parámetro se ve débilmente afectado por la velocidad del fluido ya que depende principalmente de la diferencia de temperatura entre ambas fases. Sin embargo, se puede observar que, a mayor velocidad del fluido, el coeficiente aumenta.

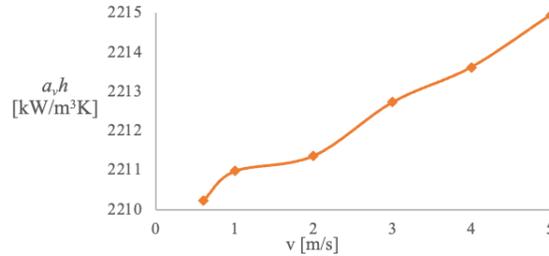


Figura 4. Coeficiente volumétrico de transferencia de calor [10].

2.2. Modelo de la de cinética neutrónica

La cinética neutrónica de un sistema multiplicador reflejado, constituye un problema de física matemática que permite describir el proceso de multiplicación en medios no homogéneo. El modelo para el análisis de los procesos neutrónicos parte de la teoría de Difusión de neutrones.

La suposición de que el flujo es linealmente anisótropo es precisa, excepto en un medio fuertemente absorbente o cuando las propiedades del medio cambian sustancialmente en distancias comparables a la trayectoria libre media de los neutrones. Para muchos cálculos de reactores rápidos, estas limitaciones no son particularmente importantes. Las secciones eficaces de neutrones rápidos suelen ser pequeñas y las trayectorias libres medias suelen ser de 0.1 m o más largas.

Las propiedades nucleares del combustible, el refrigerante y la estructura son muy diferentes, pero debido a que las dimensiones de los elementos combustibles individuales y de los materiales estructurales suelen ser de solo unos pocos milímetros, en distancias comparables con la trayectoria libre media, las grandes regiones del reactor pueden tratarse como homogéneas y es posible utilizar la teoría de difusión. Incluso en las barras de control, las secciones eficaces de captura para neutrones rápidos son lo suficientemente bajas como para que la teoría de la difusión sea una buena aproximación para muchos propósitos. Las inexactitudes surgen en el borde del núcleo y en lo profundo del blindaje de neutrones que rodea el reactor [12].

Para describir la neutrónica en función del tiempo en el SFR se utilizará la teoría de un grupo, es decir, se supone que el proceso de producción, difusión y absorción de neutrones se lleva a cabo con una sola energía y que en las colisiones de dispersión no se producen variaciones energéticas.

El modelo de difusión de neutrones para el reactor reflejado en presencia de precursores de neutrones retardados y con reactividad de retroalimentación se presenta a continuación.

Región del núcleo (interno y externo)

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi_c(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = D_c \nabla^2 \phi_c(\mathbf{r}, t) - \Sigma_{ac} \phi_c(\mathbf{r}, t) + \frac{1}{v} \left(\frac{\rho(\mathbf{r}, t) - \beta}{\Lambda} - \frac{1}{\ell_n} \right) \phi_c(\mathbf{r}, t) + \sum_{i=1}^G \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \quad \mathbf{r} \in \Omega_c \quad (13)$$

Región reflectada

$$\frac{1}{\nu} \frac{\partial \phi_r(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = D_r \nabla^2 \phi_r(\mathbf{r}, t) - \Sigma_{ar} \phi_r(\mathbf{r}, t) \quad \mathbf{r} \in \Omega_r \quad (14)$$

Precursores de neutrones

$$\frac{\partial C_i(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = \frac{\beta_i}{\nu \Lambda} \phi_c(\mathbf{r}, t) - \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t), \quad i = 1, 2, \dots, G; \quad \mathbf{r} \in \Omega_c \quad (15)$$

Las condiciones iniciales están dadas por

$$\text{C.I. 1} \quad \phi_c(\mathbf{r}, 0) = \phi_{c0}(\mathbf{r}), \quad \mathbf{r} \in \Omega_c \quad (16)$$

$$\text{C.I. 2} \quad \phi_r(\mathbf{r}, 0) = \phi_{r0}(\mathbf{r}), \quad \mathbf{r} \in \Omega_r \quad (17)$$

$$\text{C.I. 3} \quad C_i(\mathbf{r}, 0) = \frac{\beta_i \nu \Sigma_f}{\lambda_i} \phi_c(\mathbf{r}, 0), \quad i = 1, 2, \dots, G; \quad \mathbf{r} \in \Omega_c \quad (18)$$

Las condiciones de frontera son

$$\text{C.F. 1} \quad \phi_c(\mathbf{r}_c) = \phi_r(\mathbf{r}_r) \quad \Omega_c \cap \Omega_r \quad (19)$$

$$\text{C.F. 2} \quad -\mathbf{n}_{cr} \cdot D_c \nabla \phi_c(\mathbf{r}, t) = -\mathbf{n}_{cr} \cdot D_r \nabla \phi_r(\mathbf{r}, t) \quad \Omega_c \cap \Omega_r \quad (20)$$

$$\text{C.F. 3} \quad \phi_r(\mathbf{r}_r) = 0 \quad (21)$$

Donde \mathbf{r}_c es el vector de posición efectiva del núcleo, incluidas las regiones del subconjunto de combustible interna y externa, y \mathbf{r}_r es la posición del vector externo efectivo de la zona reflectora. Considerando como aproximación un núcleo de reactor en forma de paralelepípedo rectangular finito [13], el valor de inicio del perfil de flujo de neutrones se obtiene de

$$\phi_0(\mathbf{r}) = \phi_{\max} \cos\left(\frac{\pi x}{x_{eff}}\right) \cos\left(\frac{\pi y}{y_{eff}}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{H_{eff}}\right), \quad \Omega_c \cup \Omega_r \quad (22)$$

en donde x_{eff} , y_{eff} y H_{eff} son las dimensiones extrapoladas del núcleo del reactor, y ϕ_{\max} es una función de la potencia térmica del reactor P_x , dada por

$$\phi_{\max} = \frac{3.8758 P_x}{w_f \Sigma_f V_x} \quad (23)$$

El volumen del núcleo se calcula considerando las dimensiones efectivas, es decir, $V_x = x_{eff} y_{eff} H_{eff}$. La fuente de calor de fisión volumétrica es crucial para acoplar el proceso termofluido nuclear con el proceso de neutrones, y para el estado estacionario con la Ec. (31) en $t = 0$ (es decir, $\phi_0(\mathbf{r})$).

Con el fin de obtener los parámetros nucleares involucrados en las ecuaciones anteriores, se tomó un modelo detallado en 3D del SFR bajo análisis para el código Monte Carlo Serpent [14]. Las secciones eficaces y los parámetros neutrónicos para la ecuación de difusión para la región del núcleo se presentan en las Tablas I y II. El tiempo de generación de neutrones para un SFR, calculado también con el código Serpent es $\Lambda = 4.48274 \times 10^{-7} s$. La fracción total de neutrones retardados es la contribución de cada uno de los neutrones retardados del grupo i $\beta = 0.0028881$.

Tabla I. Secciones eficaces y parámetros neutrónicos.

Región del núcleo	Región del reflector
$D_c = 1.4303 \text{ cm}$	$D_c = 1.5162 \text{ cm}$
$\Sigma_a = 0.004835 \text{ cm}^{-1}$	$\Sigma_a = 0.001842 \text{ cm}^{-1}$
$\Sigma_f = 0.001782 \text{ cm}^{-1}$	-
$\nu \Sigma_f = 0.005217 \text{ cm}^{-1}$	-
$\nu = 88.46 \times 10^6 \text{ cm/s}$	$\nu = 33.330 \times 10^6 \text{ cm/s}$
$w_f = 208.087 \text{ MeV}$	-
$\nu = 2.92$	-

Tabla II. Precursores de neutrones retardados SFR.

Grupo	Constante de decaimiento $\lambda (s^{-1})$	Fracción de neutrones retardados β
1	0.0127095	6.75×10^{-5}
2	0.0301051	6.66×10^{-4}
3	0.112269	5.11×10^{-4}
4	0.327525	1.43×10^{-3}
5	1.23099	6.43×10^{-4}
6	8.1784	1.7×10^{-4}

2.3. Acoplamiento

Los efectos de retroalimentación presentan el comportamiento contrario al disminuir la temperatura en el reactor. Por tanto, el efecto global es función de la composición isotópica del reactor. El efecto Doppler o agitación térmica de las moléculas del combustible otro efecto de retroalimentación. A medida que aumenta la temperatura del combustible, se reduce la autoprotección de resonancia en los isótopos del combustible.

La reducción de autoprotección da como resultado un aumento en todas las secciones eficaces de los isótopos del combustible. Aunque todas las probabilidades de reacciones nucleares aumentan, incluida la reacción de fisión, las secciones eficaces de captura son las que más aumentan y en el efecto neto, la captura de neutrones supera la fisión. Debido a eso, un aumento en la temperatura del combustible tiene un efecto negativo en la reactividad del sistema.

El diagrama de acoplamiento entre los dos modelos, considerando el núcleo reflectado, se compone de tres módulos principales: a) módulo de acoplamiento, b) módulo neutrónico y c) módulo de transferencia de calor, como se ilustra en la Figura 5.

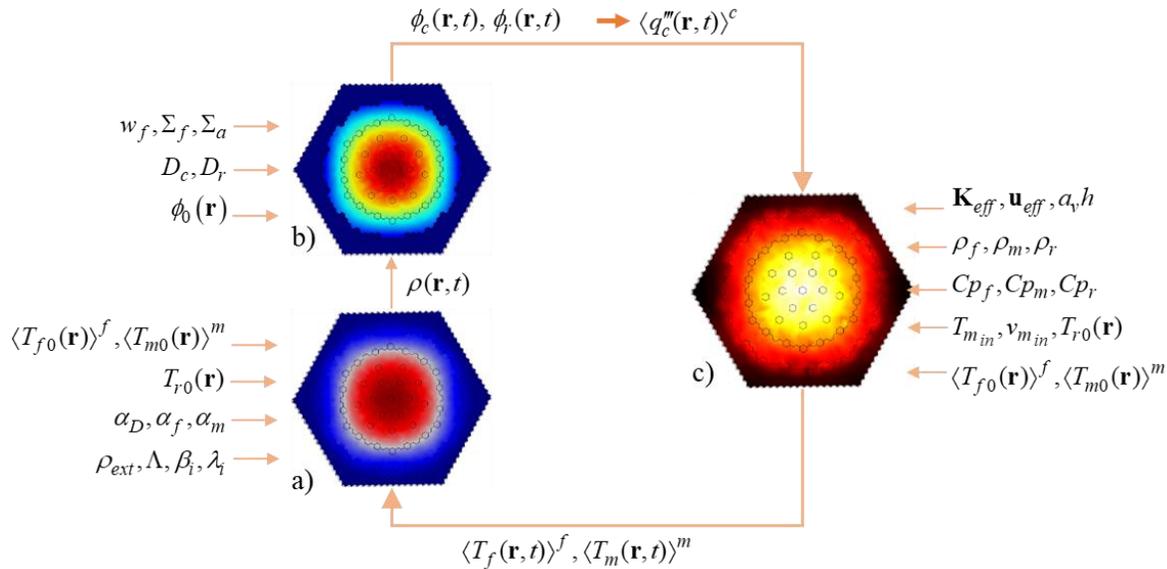


Figura 5. Diagrama esquemático de acoplamiento entre la neutróica del núcleo reflectado y el modelo escalado de transferencia de calor. (a)Módulo de acoplamiento, (b)Módulo neutrónico y (c) Módulo de transferencia de calor.

3. IMPLEMENTACIÓN DE LOS MODELOS

Para realizar el acoplamiento multi escala, es necesario modelar la geometría del núcleo del reactor en 3D, considerando cada región del núcleo, la zona de reflectores y los sistemas primario y secundario de seguridad. En este trabajo se utilizó el Software COMSOL Multiphysics 4.3b para desarrollar la geometría y resolver el modelo. En la Figura 6 se presenta la geometría utilizada, la cual contiene 46,441 elementos de volumen.

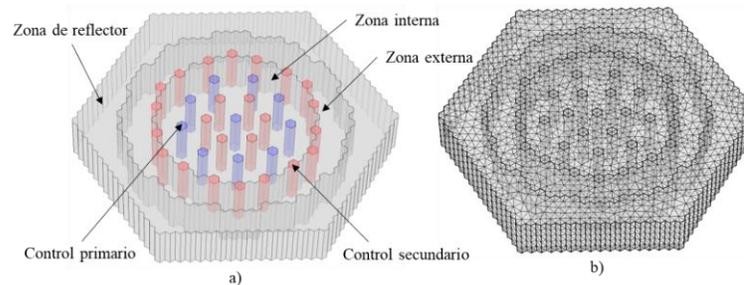


Figura 6. (a) Geometría modelada del núcleo SFR, (b) malla aplicada en la geometría.

3.1. Estado estacionario

En esta sección se presentan los resultados de la implementación del modelo neutrónico y el modelo de transferencia de calor. A partir del valor inicial del flujo neutrónico, se calcula el valor del flujo de neutrones, considerando las características del combustible y el refrigerante SFR.

En la Figura 7a, se presenta el flujo neutrónico del reactor a en estado estacionario. Se puede observar el comportamiento uniforme de flujo neutrónico, el máximo valor del flujo se encuentra en el centro del núcleo. Además se observa que la presencia de neutrones se encuentra en las regiones del combustible.

La temperatura del combustible se presenta en la Figura 7b. La temperatura máxima está en el centro del núcleo y es de alrededor de 2000 K (1727 ° C), el valor promedio de la temperatura del combustible al es 1499 K, un grado por debajo del valor del diseño (1500 K [16]). En el modelo en tres dimensiones es posible observar los perfiles radial y axial que se generan en la temperatura del núcleo. La mayor temperatura se obtiene en el centro del núcleo, pero en caso de alguna perturbación, será posible identificar las zonas más calientes del reactor.

Para la temperatura del metal líquido refrigerante (sodio), se presenta la proyección de la temperatura en el plano xy en tres diferentes alturas del núcleo, con la finalidad de observar el comportamiento debido a la velocidad del fluido y a la altura. La temperatura promedio es 813.63 K, cinco grados debajo del valor de diseño (818.15K [16]).

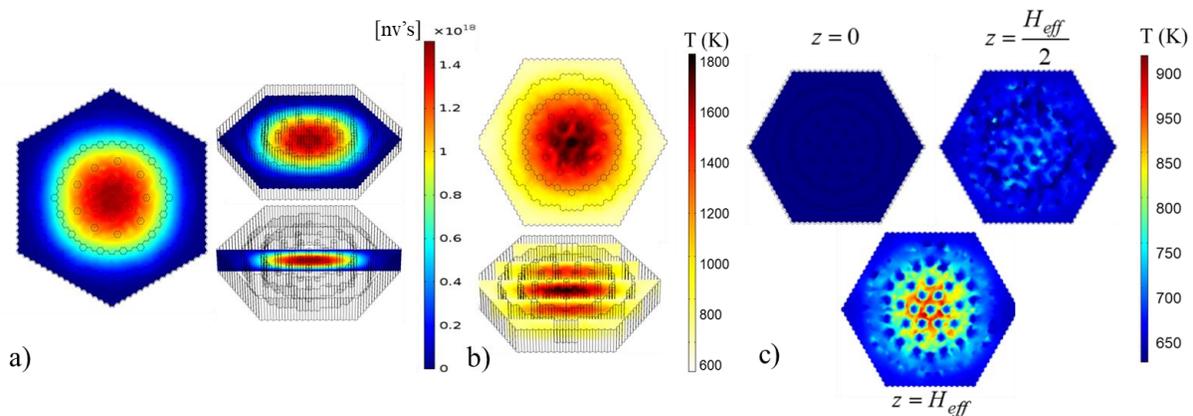


Figura 7. a) Valor inicial del flujo neutrónico[nv's], b) Temperatura del núcleo[K], c) Temperatura del refrigerante [K].

3.2. Reactividad en una barra de control

Una vez que se realiza la implementación del modelo neutrónico y el modelo de transferencia de calor, se realizan algunos experimentos numéricos de reactividad. A continuación se presenta un cambio en una barra de control. El cambio de reactividad es positivo y negativo para analizar el comportamiento del flujo de neutrones, la temperatura del combustible y la temperatura del sodio. La reactividad que se agrega es de 2000 pcm y -20000 pcm.

En la Figura 8, se muestra la reactividad en el núcleo y la barra de control seleccionada para hacer el cambio de reactividad. En el lado izquierdo de la figura es posible observar el impacto de la reactividad en el flujo de neutrones, en este caso el comportamiento del flujo no es uniforme alrededor de la varilla modificada.

El cambio en la reactividad de una barra de control genera un cambio en la temperatura del combustible y del sodio de manera más local, el efecto de este cambio en la temperaturas se presenta en la Figura 8. Como se observa, la temperatura cambia en la región circundante a la barra de control en donde se realizó la inserción de reactividad. En el caso del combustible, la temperatura está alrededor de 2000K, lo que indica que ahí hay un punto importante de calor que debe ser atendido.

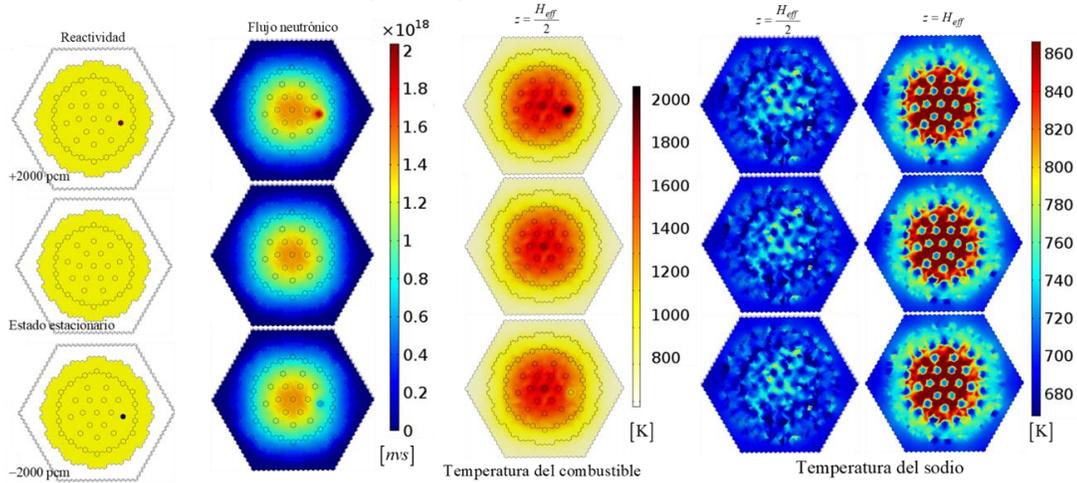


Figura 8. Comportamiento del flujo neutrónico y de la temperatura debido al cambio de reactividad en una barra de control.

4. ANÁLISIS MULTI-ESCALA

En la Sección 2 se presentó el modelo de transferencia de calor a mayor escala y fue acoplado con el modelo neutrónico. Posteriormente, se implementó en un modelo 3D del núcleo de un SFR para obtener la distribución de la temperatura del combustible y del sodio. Este modelo permite conocer el comportamiento del núcleo completo y la distribución del flujo neutrónico, la temperatura del combustible y la temperatura del sodio.

Si un área del núcleo presenta una perturbación, como se presenta en la Sección 3, es posible observar el efecto en el núcleo, utilizando menos tiempo y recursos computacionales. Esto es una ventaja, pero con estos resultados solo es posible examinar una distribución global de la temperatura del combustible (promedio de la barra de combustible, gap, revestimientos y materiales de estructura) y la temperatura del sodio, es decir, tener una aproximación del flujo de neutrones y comportamiento de transferencia de calor.

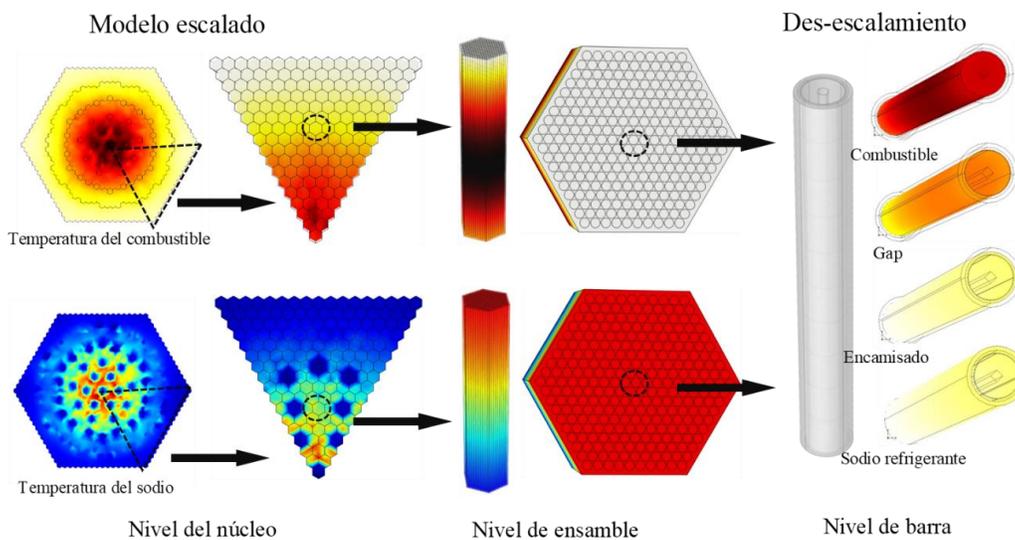


Figura 9. Escalas de análisis en el núcleo del reactor.

En cuanto a la fidelidad de los resultados, con el método de escalamiento se modera la fidelidad, por lo anterior, para obtener una mayor fidelidad en el resultado se utiliza un proceso de “des-escalamiento”, para obtener resultados a nivel de ensamble y barra de combustible.

En la Figura 9, se presentan los niveles en cada escala, en el lado izquierdo se presenta el modelo escalado, en esta sección se presenta la distribución de temperatura del combustible y sodio, luego, la información de este nivel se envía al nivel de ensamble, en donde las temperaturas se calculan mediante un modelo escalado [11].

Posteriormente, para conocer la información a nivel de la barra de combustible es necesario desarrollar un modelo de cada sección de la barra de combustible, para obtener la información de la temperatura de la pastilla de combustible, la temperatura del gap, la temperatura del encamisado y la temperatura del sodio. El modelo de este nivel se basa en el modelo de subcanal [6] y fue desarrollado en el trabajo de Larios-Ramírez [15].

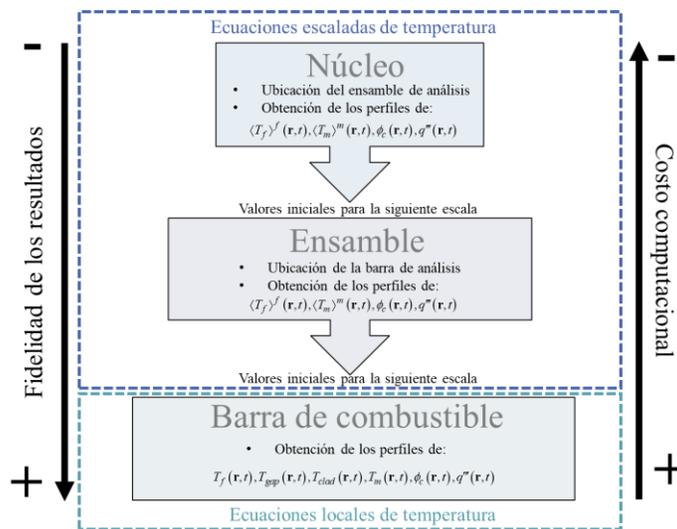


Figura 10. Proceso de “des-escalamiento” en el núcleo del reactor.

En la Figura 10 se presenta el proceso de “des-escalamiento” propuesto para incrementar el análisis en las diferentes escalas del reactor. Como se observa, se consideran tres escalas, la mayor es la escala a nivel del núcleo, en donde se modelan todas los ensambles de combustible y del reflector del núcleo a partir del modelo escalado de transferencia de calor y el modelo de difusión de neutrones. El siguiente nivel considera los ensambles de combustible, modelando la transferencia de calor con el modelo escalado, a esta escala también es posible modelar los procesos neutrónicos con la ecuación de difusión. El tercer nivel es el de las barras de combustible, en donde se modela cada sección de la barra y el refrigerante con ecuaciones locales. En este caso el modelo de transferencia de calor se acopla con el modelo de la cinética puntual.

Dos factores importantes al analizar la escala es la fidelidad de los resultados y el costo computacional. Al pasar de una escala menor a mayor, la fidelidad es moderada, pero se obtiene una disminución en el costo computacional, además de que es posible visualizar todo el núcleo. Al tener resultados en la escala mayor, se sugiere pasar de una escala mayor a una menor para aumentar la fidelidad de los perfiles, ubicando los puntos de interés y la información de una manera más eficiente.

La temperatura del combustible y del sodio en el ensamble de combustible, obtenida por el modelo de transferencia de calor a mayor escala, se presenta en la Figura 9. En el caso del perfil de temperatura del

combustible, se refleja la distribución de potencia, teniendo el máximo en el medio de la altura. Para la temperatura del sodio, el máximo se obtiene en la parte superior de la altura del conjunto, los valores obtenidos son cercanos a los valores de diseño.

Con la información del ensamble se obtiene la distribución de temperatura del combustible, gap, encamisado y sodio. En la Figura 11, se presentan estos perfiles de temperatura del ensamble del combustible para ambas fases (a) y para cada sección de la barra de combustible [15] (b), los cuales se obtuvieron con base en la información del comportamiento del núcleo escalado. Los valores obtenidos se encuentran en el margen de los valores de diseño (Tabla III). Los recursos computacionales en este cálculo son más grandes que los utilizados para el modelo escalado, por lo que suponer simular todas las barras de combustible de un ensamble o de todo el núcleo, requeriría una gran cantidad de recursos computacionales.

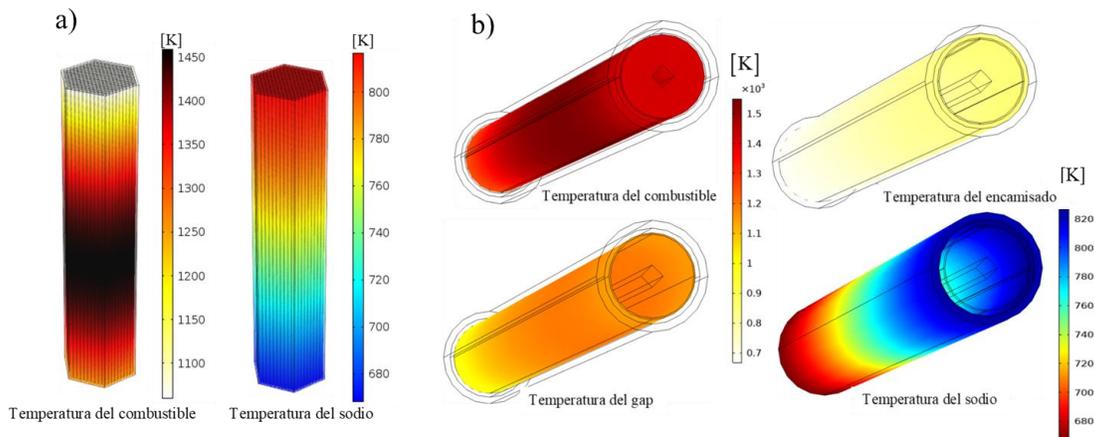


Figura 11. a) Temperatura a nivel ensamble [K], b) Temperatura a nivel barra de combustible [K].

Tabla III. Parámetros nominales del reactor SFR [16].

Parámetro	Valor
Potencia térmica [MW]	3600
Temperatura promedio del combustible [°C]	1227
Temperatura máxima del combustible [°C]	2000
Temperatura máxima del encamisado [°C]	550
Temperatura de entrada del refrigerante [°C]	395
Temperatura de salida del refrigerante [°C]	545

5. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó el análisis multi-escala de un reactor rápido enfriado con plomo. El análisis se desarrolló a partir del acoplamiento de un modelo escalado de transferencia de calor con un modelo neutrónico que parte de la ecuación de difusión de neutrones.

Aplicando el método de promediado volumétrico, se desarrolló el modelo de dos ecuaciones para el proceso de transferencia de calor en el núcleo de un reactor SFR, que incluye una fase sólida (combustible) y una fase líquida (metal líquido). De esta forma se obtuvieron los coeficientes efectivos

relacionados con la transferencia de calor conductiva y convectiva en el contexto de las variables de cerradura. Se estimaron los coeficientes efectivos resolviendo los problemas de cerradura en una celda unitaria representativa del conjunto de combustible, que es periódica en el dominio. A su vez, el campo de velocidad a escala de pin se obtuvo mediante la solución numérica de la ecuación del momento en condiciones turbulentas, que a menudo se encuentran en las operaciones de los reactores nucleares.

Se presentan los valores numéricos de las componentes de los tensores de conductividad y otros nuevos coeficientes asociados con los fenómenos convectivos, así como el coeficiente de transferencia de calor. La idea de derivar un modelo escalado es modelar el comportamiento del núcleo del reactor sin perder información de cada zona.

El modelo escalado fue acoplado un modelo neutrónico que parte de la ecuación de difusión de neutrones. Los modelos fueron implementados en una geometría 3D basada en el núcleo de un SFR, para obtener perfiles del flujo de neutrones (potencia térmica), temperatura del combustible y temperatura del sodio. Los modelos acoplados permiten obtener el comportamiento del flujo neutrónico y las temperaturas del núcleo, incluidas las zonas de combustible y reflector. Con esta aproximación disminuye el uso de recursos computacionales, pero se modera la fidelidad de los resultados.

Para aumentar el grado de fidelidad en el análisis, se presenta un proceso de des-escalamiento del núcleo del reactor, que considera la escala de un conjunto combustible y el problema directo con varios pines hasta la escala más pequeña que es un pin de combustible en el metal líquido circundante. Este punto es de particular importancia para el análisis de puntos calientes en el núcleo del reactor.

En los experimentos numéricos de reactividad se demostró que los perfiles globales obtenidos por modelos a escala superior nos permiten observar el comportamiento del núcleo utilizando menos recursos computacionales, y es posible identificar las zonas que necesitan un análisis detallado debido a alguna perturbación. El uso de un proceso de reducción de escala nos permite obtener un análisis detallado, aumentando la fidelidad de los resultados.

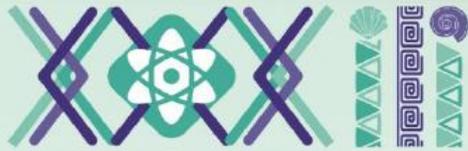
REFERENCIAS

1. Uršič M. and M. Leskovar, “Temperature profile modeling in fuel-coolant interaction codes”, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, **55**, p. 5350–5356, (2012)
2. Aufiero M., A. Cammi, C. Fiorina, L. Luzzi and A. Sartori, “A multi-physics time-dependent model for the Lead Fast Reactor single-channel analysis”, *Nuclear Engineering and Design*, **256**, p. 14-27, (2013).
3. Du, J. Shan, B. Zhang and L. K.H. Leung, “Thermal-hydraulics analysis of flow blockage events for fuel assembly in a sodium-cooled fast reactor”, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, **138**, p. 496–507, (2019).
4. Li, L. Cao, M. S. Khan and H. Chen, “Development of a sub-channel thermal hydraulic analysis code and its application to lead cooled fast reactor”, *Applied Thermal Engineering*, **117**, p. 443–45, (2017).
5. Dubey A. and A. K. Sharma, “Melting and multi-phase flow modelling of nuclear fuel in fast reactor fuel rod”, *International Journal of Thermal Sciences*, **125**, p. 256–272, (2018).
6. Todreas, N. E., Kazimi, M., *Nuclear Systems II. Elements of Thermal Hydraulic Design*, Editorial Taylor and Francis, USA, p. 209-284, (2001).
7. Wu, Y. W., Li, X., Yu, X., Qiu, S. Z., Su, G. H., & Tian, W. X., “Subchannel thermal-hydraulic analysis of the fuel assembly for liquid sodium cooled fast reactor”, *Progress in Nuclear Energy*, **68**, p. 65-78, (2013).
8. Sanchez, V., Imke, U., Ivanov, A., & Gomez, R. , “SUBCHANFLOW: a thermal hydraulic sub-channel program to analyse fuel rod bundles and reactor cores”, (2010).

9. Facchini, A., Giusti, V., Ciolini, R., Tucek, K., Thomas, D., and D'Agata E., "Detailed neutronic study of the power evolution for the European Sodium Fast Reactor during a positive insertion of reactivity", *Nuclear Engineering and Design*, **313**, p. 1-9, (2017).
10. Pérez-Valseca, A. D., Aguilar-Madera, C. G., Herrera-Hernández, E. C., & Espinosa-Paredes, G. "Upscaled heat transfer coefficients for a liquid metal-cooled fast nuclear reactor", *International Journal of Heat and Mass Transfer*, **165**, 120622, (2021).
11. Quintard, M. and Whitaker, S., "Transport in chemically and mechanically heterogeneous porous media IV: Large-scale mass equilibrium for solute transport with adsorption", *Adv. Water Resource*, **22**, p. 33-57, (1998).
12. Judd A.M. *An introduction to the engineering of fast nuclear reactors*, Cambridge University Press, UK, p. 8-10, (2014)
13. Duderstadt, J. J., & Hamilton, L. J. *Nuclear reactor analysis*, Ed. Wiley, New York, (1976).
14. Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., Kaltiaisenaho, T., "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013", *Annals of Nuclear Energy*, **82**, p. 142–150, (2015).
15. Larios-Ramírez, Luis Ángel, "Análisis Multifísico en un Subcanal de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio", Tesis de Maestría. *Programa de Maestría y Doctorado en Ingeniería en Energía. Universidad Nacional Autónoma de México*, (2021).
16. Lázaro, A., Ammirabile, L., Bandini, G., Darmet, G., Massara, S., Dufour, Ph., Tosello, A., Gallego, E., Jimenez, G., Mikityuk, K., Schikorr, M., Bubelis, E., Ponomarev, A., Kruessmann, R., Stempniewicz, M. "Code assessment and modelling for Design Basis Accident Analysis of the European sodium fast reactor design. Part I: System description, modelling and benchmarking", *Nuclear Engineering and Design*, **266**, p. 1-16, (2014).

NOMENCLATURA

<p>A_m Área de flujo del metal [m²] A_{fm} Interface sólido-fluido [m²] $a_v h$ Coeficiente escalado de transferencia de calor volumétrico [W/m³K] $b_{\gamma\gamma}$ Variable de cerradura para la fase γ ($\gamma = f, m$) [m⁻¹] C_i Concentración de neutrones retardados [-] C_p Calor específico [J/kgK] D Coeficiente de difusión de neutrones [cm] H_{eff} Longitud-extrapolada z del núcleo del reactor [m] \mathbf{I} Tensor identidad [-] K_D Constante Doppler [-] $K_{\gamma\gamma}$ Coeficiente efectivo térmico en la ecuación macroscópica de $\nabla \langle T_\gamma \rangle^\gamma$ [W/mK] k Conductividad térmica [W/mK] L_a Longitud característica del ensamble [m] ℓ Longitud característica en la escala local [m] \mathbf{n}_{fm} Vector normal unitario apuntando de la fase sólida a la líquida [-] N_i Numero de núcleos fisiles por unidad de volumen [-] P_x Potencia del reactor [W] Q Fuente externa de neutrones [nv's] q''' Fuente de calor [W/m³] s_f Variable de cerradura en la ecuación macroscópica $(\langle T_m \rangle^m - \langle T_f \rangle^f)$ [-] T Temperatura [K] $\langle T_\gamma \rangle^\gamma$ Temperatura promedio intrínseca para la fase γ ($\gamma = f, m$) [K] \tilde{T}_γ Desviación espacial de la temperatura en la fase γ [K] t Tiempo [s] $\mathbf{u}_{\gamma\gamma}$ Término conductivo-convectivo en la ecuación macroscópica de $\nabla \langle T_\gamma \rangle^\gamma$ [W/m²K] V_x Volumen del núcleo [m³]</p>	<p>V Región de promediado [m³] \mathbf{v} Campo de velocidad [m/s] $\langle \mathbf{v}_m \rangle^m$ Velocidad intrínseca de la fase m [m/s] $\tilde{\mathbf{v}}_m$ Desviaciones espaciales de la velocidad [m/s] v Velocidad del neutrón [m/s] w_f Energía recuperable por evento de fisión [eV] x_{eff} Longitud extrapolada del núcleo coordenada x [m] y_{eff} Longitud extrapolada del núcleo coordenada y [m] Símbolos griegos α Coeficiente de reactividad [K⁻¹] β Fracción total de neutrones retardados [-] ϵ_γ Fracción volumen de la fase γ ($\gamma = f, m$) [-] λ_i Constante de decaimiento de los neutrones retardados [s⁻¹] Λ Tiempo de generación de neutrones [s] ρ Densidad másica [kg/m³] $\rho(\mathbf{r}, t)$ Reactividad total [pcm] $\rho_{ext}(\mathbf{r})$ Reactividad externa [pcm] σ_f Sección eficaz microscópica de fisión [barns] Σ_a Sección eficaz macroscópica de absorción [cm⁻¹] Σ_f Sección eficaz macroscópica de fisión [cm⁻¹] ψ Flujo neutrónico [nv's] Subíndices D Doppler f Fase sólida (combustible) m Fase líquida (metal líquido) c región del núcleo r región del reflector γ Subíndice auxiliar ($= f, m$)</p>
--	--



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica III

Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares

Análisis para la inclusión de los SMR's al Sistema Eléctrico Nacional

Romero Vergara David y Salazar Salazar Edgar
Posgrado ingeniería UNAM
Ciudad Universitaria CU
david.romerov@cfe.mx;edgar.salazar@ingenieria.unam.edu

Resumen

Este trabajo muestra un análisis sobre el SMR VOYGR, donde se evalúa la factibilidad de incorporar esta tecnología al SEN (Sistema Eléctrico Nacional), evidenciando la seguridad intrínseca de este tipo de reactores, mediante una herramienta de simulación creada por la empresa TECNATOM y proporcionada por el OIEA, esta herramienta nos permite simular diversas fallas severas que en algún momento de la historia han ocasionado catástrofes o accidentes de gran impacto como lo ocurrido en las Tres millas y Fukushima. Por medio de simulaciones se muestran en este trabajo tres tipos de accidentes que por su magnitud son consideradas como las más graves: Apagón de la Estación (SBO), Ruptura Mayor de Línea de Vapor (MSLB) y Ruptura Mayor de Tubos del Generador de Vapor (SGTR), con lo anterior se da un esquema general de la factibilidad para su implementación en México.

1. INTRODUCCIÓN

La generación de energía nuclear en México es un área con un gran potencial y en la que se incursiona muy poco, actualmente existe poco interés gubernamental para desarrollar este tipo de proyectos, obteniendo experiencia solamente de los reactores de la Central Nuclear de Laguna Verde, sin embargo, hay motivos técnicos por los que se considera necesaria la gestión para el desarrollo de un proyecto para la interconexión de centrales nucleares SMR's los cuales se citan a continuación: lo primero es dar estabilidad al sistema eléctrico nacional para atender la demanda requerida en horas críticas y en zonas alejadas de centros de carga, ya que por experiencia del autor ha notado que el área de generación en incontables ocasiones del sistema interconectado se ha expuesto a distintos estados de emergencia, y las consecuencias son los llamados "tiros de carga" o desconexiones de suministro eléctrico por parte de las distintas gerencias de control regional, pertenecientes al Centro Nacional de Control de la Energía (CENACE), con el propósito de mantener la estabilidad del Sistema Eléctrico en algunas regiones del país.

Por naturaleza las centrales nucleoelectricas requieren mantenerse a carga base debido a su tecnología, lo que significa que se tendrían unidades generando energía a su máxima capacidad. También con capacidad de regulación la mayor parte del año incrementando en más del 90% el factor de planta y quedando indisponibles sólo por mantenimiento mayor. El beneficio que traería la interconexión de los SMR's al SEN solucionaría una de las mayores preocupaciones de este

país en la rama energética, teniendo una generación limpia en su totalidad utilizando la fisión del átomo que por sus características y propiedades de densidad podríamos generar continuamente sin requerir de un gasoducto en el caso de ciclos combinados, centrales duales, turbo jet, en donde se lleva a cabo nominación de gas diario además de pago por reserva de capacidad ocasionando costos excesivos a la Comisión Federal de Electricidad.

Además, las zonas alejadas y aisladas de centrales generadoras del país, principalmente Baja California y la Península de Yucatán, representan un área de oportunidad para el suministro de energía eléctrica. Los SMR's pueden contemplar una producción de energía desde los 50 MWe hasta los 300 MWe y con estas capacidades dar solución a la demanda eléctrica de las zonas antes mencionadas, además de proporcionar una fuente de energía con bajos costos de capital y beneficios al medio ambiente.

Ahora bien, el SMR VOYGR tiene uno de los aspectos más importantes frente a otros reactores y es que éste ya ha sido evaluado y aprobado por la Comisión de Regulación Nuclear de los Estados Unidos (NRC) en el año 2017, siendo el primer reactor modular pequeño en calificar para una aplicación de Certificación de Diseño. Finalmente, en 2020 la NRC aprobó el diseño del VOYGR, así como los aspectos de seguridad intrínseca del reactor. El licenciamiento y la seguridad en el diseño del VOYGR son las principales características por las cuales se selecciona para este trabajo de investigación, derivado de la confiabilidad que presenta esta nueva tecnología para atender cualquier emergencia de manera intrínseca, sobre todo en los sistemas pasivos de seguridad, inercia térmica propia de diseño y los coeficientes de potencia negativos.

2. EL VOYGR DE NUSCALE

NuScale Power está creando un nuevo tipo de planta de energía nuclear, una central más inteligente, más limpia, más segura y rentable. Este concepto innovador incorpora todos los componentes para la generación de vapor y el intercambio de calor en una sola unidad integrada llamada VOYGR NuScale Power Module™ (NPM). Cada NPM opera independientemente dentro de una configuración de múltiples módulos. Se monitorean y operan hasta 12 módulos desde una única sala de control, el diseño compacto del NPM le permite ser construido y ensamblado en una fábrica de los EE. UU., luego puede ser transportado a un sitio especial para su fácil despliegue.

2.1. Características Generales del VOYGR de NuScale

El diseño de la planta NuScale adopta una simplificación de diseño, tecnología probada de reactores de agua ligera, sistema modular de suministro de vapor, módulos de energía construidos en fábrica y sistemas de seguridad pasivos que permiten un tiempo ilimitado de adaptación después de un accidente, sin necesidad de energía eléctrica, acción del operador o agua de reposición. El NPM está diseñado para operar eficientemente en condiciones de máxima potencia utilizando la circulación natural como medio para proporcionar el flujo de refrigerante del núcleo, eliminando la necesidad de bombas de refrigerante del reactor como se ve en la figura 1.

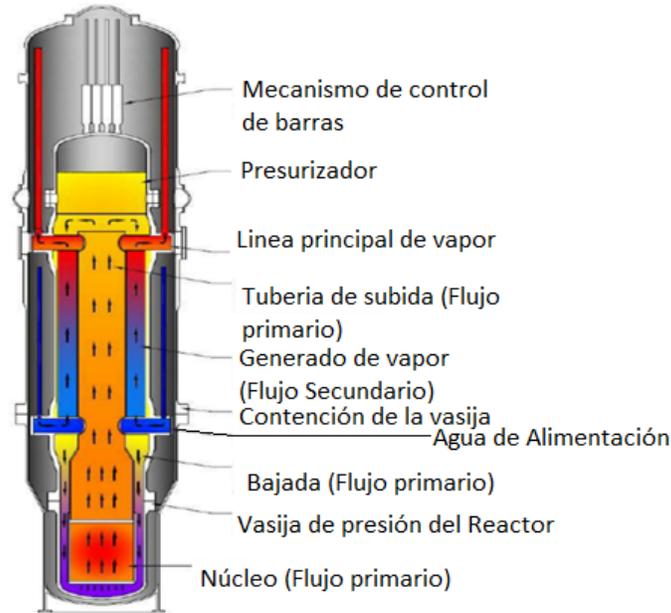


Figura 1. Componentes principales del VOYGR SMR

Tabla I. Componentes de diseño del VOYGR

Sistema de suministro de vapor	El sistema de suministro consiste en el núcleo del reactor, generadores de vapor helicoidales y un presurizador dentro de la vasija del reactor. El sistema está embebido en una vasija de contención cilíndrica que reposa en la estructura de la alberca del reactor. Cada módulo de potencia está conectado a una unidad de turbina-generador y sistemas de balance de planta.
Núcleo del reactor	Consiste en 37 elementos de combustible y 16 elementos de barras de control. Los elementos de combustible están el modelo estándar de los reactores PWR de 17x17 con 24 tubos guía para las barras de control y un tubo central para instrumentación. El elemento es de la mitad del tamaño estándar. El combustible empleado es UO_2 con Gd_2O_3 como absorbedor quemable homogéneamente mezclado con el combustible o en locaciones de algunas barras selectas. El enriquecimiento está por debajo del límite de 4.95%.
Control de reactividad	

	<p>Principalmente por boro soluble y 16 barras de control. Las barras de control son organizadas en 2 grupos: un grupo de control y un grupo de apagado. El grupo de control consiste en 4 barras simétricamente localizadas en el núcleo, funciona como un grupo regular y es empleado durante la operación normal de la planta. El grupo de apagado consiste en 12 barras empleadas durante operaciones de apagado y scram. El absorbedor de las barras de control es B₄C y la longitud es de 2 metros.</p>
<p>Sistema de refrigerante del reactor (RCS Reactor Cooling System)</p>	<p>Es un subsistema del NPM que provee la circulación del refrigerante primario por medio de circulación natural. De modo que el sistema RCS no requiere bombas de refrigerante o algún sistema de tuberías externo. El RCS incluye la vasija de presión del reactor (RPV Reactor Pressure Vessel) y presión integral, los componentes internos de la vasija, las válvulas de seguridad del reactor, tuberías dentro de la vasija de contención y otros.</p>
<p>Vasija de presión del reactor</p>	<p>Consiste en una vasija cilíndrica con un diámetro interno de 2.7 m con una altura de alrededor de 17.7 m y está diseñado para una presión de operación de 13.8 MPa. La cabezas superior e inferior son torisféricas y la porción inferior de la vasija tiene bridas justo por encima de la región central para dar acceso durante el reabastecimiento.</p>
<p>Generador de vapor</p>	<p>Cada NPM emplea 2 generadores de vapor helicoidales entretejidos. Los generadores de vapor están localizados en el espacio anular entre los tubos elevadores y la pared interna de la vasija. El generador de vapor consiste en tubos conectados a los plenums de agua de alimentación y e vapor. El agua de alimentación entra al plenum inferior por boquillas en la vasija. A medida que el agua de alimentación entra a los tubos del generador de vapor, se añade calor al refrigerante primario. El fluido del lado secundario se calienta, hierve y sobrecalienta para producir vapor seco.</p>
<p>Presurizador</p>	<p>El presurizador interno provee el principal medio para controlar la presión del sistema de refrigerante del reactor. Está diseñado para mantener una presión constante durante la operación. La presión del refrigerante es incrementada aplicando más potencia a un grupo de calentadores eléctricos instalados encima de la placa del presurizador. La presión se reduce mediante aspersores del sistema de volumen de control y químicos (CVCS Chemical and Volume Control System).</p>

2.2. Características de seguridad del VOYGR de NuScale

La planta de NuScale adopta un conjunto de características de seguridad diseñadas para proporcionar una refrigeración del núcleo fiable a largo plazo en todas las condiciones, incluyendo la mitigación de accidentes graves. Incluyen una configuración integral del sistema

primario, una vasija de contención, sistemas pasivos de eliminación de calor y características de mitigación de accidentes graves.

Cada NPM incorpora varias características de seguridad simples, redundantes e independientes, que se discuten en la tabla II.

Tabla II. Sistemas de seguridad del VOYGR

Sistema de remoción de calor de decaimiento	Provee enfriamiento secundario al reactor para accidentes que no son de pérdida de refrigerante cuando no hay agua de alimentación disponible. Es un sistema cerrado de circulación natural en dos fases. Dos trenes de remoción de calor, cada uno adjunto a un bucle del generador de vapor es capaz de remover 100% de la carga térmica de decaimiento y enfriar el sistema de refrigeración primaria. Durante operación normal, los condensadores de sistema de remoción de calor son mantenidos con suficiente agua para una operación estable y efectiva.
Sistema de enfriamiento de emergencia	Consiste en 3 válvulas de ventilación del reactor independientes y 2 válvulas de recirculación del reactor independientes. Para accidentes del tipo LOCA (Loss Of Coolant Accident) dentro de la contención, el sistema de emergencia regresa refrigerante de la vasija de contención a la vasija del reactor. Esto asegura que el núcleo permanezca cubierto y que el calor de decaimiento sea removido.
Sistema de contención	Las funciones de la vasija de contención son contener la liberación de radioactividad, proteger a la vasija del reactor de peligros externos y proveer el rechazo de calor hacia la alberca del reactor. Cada vasija de contención consiste en un cilindro de acero con un diámetro externo de 4.5 m y una altura de 23.1 m. Se encuentra inmersa en la alberca del reactor lo que la convierte en un sumidero de calor pasivo y permanente, incluso en condiciones de un evento LOCA.

2.2. Parámetros de diseño del VOYGR de NuScale

Tabla III. Parámetros técnicos del VOYGR

PRINCIPALES PARÁMETROS TÉCNICOS	
Parámetro	Valor
Desarrollador, país de origen	NuScale Power, LLC, Estados Unidos
Tipo de reactor	Reactor de agua presurizada (PWR) integral
Refrigerante/moderador	Agua ligera / agua ligera
Capacidad térmica / Eléctrica	200 MWt / 77 MWe
Modo de circulación principal	Circulación natural

Presión de operación (primaria / secundaria)	13.8 MPa / 4.3 MPa
Temperatura de entrada / salida del núcleo	265°C / 321°C
Tipo de combustible / arreglo de los elementos	Pastillas de UO ₂ / 17x17
Número de elementos de combustible en el núcleo	37
Enriquecimiento de combustible	< 4.95%
Quemado de descarga del núcleo	> 30 GWd/ton (máx.)
Ciclo de reabastecimiento de combustible	24 meses
Mecanismo de control de reactividad	Mecanismo de acción de barras de control y boro
Enfoque de los sistemas de seguridad	Pasivos
Tiempo de vida de diseño	60 años
Huella de planta	140,000 m ²
Dimensiones de la vasija	Altura: 17.7 m Diámetro: 2.7 m
Diseño sísmico (SSE)	0.5g horizontal y 0.4 vertical
Requerimientos o enfoque de ciclo de combustible	Esquema de reabastecimiento en 3 etapas.
Características distintivas	Tiempo ilimitado de adaptación tras un accidente sin necesidad de energía en CA o CD, adición de agua o acciones del operador.
Estado del diseño	Diseño aprobado para licenciamiento

3. SIMULACIÓN DE FALLAS DEL VOYGR NUSCALE

Como parte del proceso del análisis de la viabilidad de inclusión de un sistema SMR'S en el Sistema Eléctrico Nacional, es necesario realizar simulaciones por computadora del comportamiento y operación de este tipo de reactores. Para lograr este propósito, la OIEA dispone de un programa de herramientas informáticas que son de utilidad para capacitar profesionales nucleares.

Los simuladores desarrollados por la OIEA y sus países miembros están destinados a los profesionales de la industria nuclear que participan en la enseñanza y la capacitación sobre temas relacionados con el diseño. La seguridad, la tecnología, la simulación y el funcionamiento de las centrales nucleares. También podrían utilizarse, en algunos casos, para un amplio público, tanto técnico como no técnico como instrumento educativo introductorio. No se espera que los

simuladores produzcan resultados precisos, pero sí que demuestren tendencias realistas y transitorias en respuesta a los cambios realizados por el usuario.

Respecto a lo anterior se detallan a continuación pruebas específicas a fallas puntuales que muestran la confiabilidad y seguridad del VOYGR, tales como el apagón de la estación algo similar a lo ocurrido en Fukushima, o las rupturas tanto en la línea de vapor o las tuberías generador de vapor, que debido a que este reactor está basado en tecnología PWR. Estos son los accidentes más importantes que pueden provocar daños severos y por ende son motivos de estudio.

3.1. Apagón de la estación (SBO Station Blackout)

El análisis del apagón de la estación se presenta en este trabajo como una falla de suma importancia que se puede suscitar en la operación normal del reactor, debido a esto se ve enseguida la respuesta del VOYGR ante una pérdida de suministro de energía, en la tabla IV se muestran las condiciones del reactor antes de la falla.

Tabla IV. Parámetros del VOYGR antes del SBO

Condiciones iniciales	variables del reactor:	Valores nominales en estado estacionario:
	Potencia de neutrones (%)	100%
	Tasa de inicio (SUR) (dpm)	0 dpm
	Potencia térmica (MW(th))	150 MW(th)
	Carga del generador (MW(e))	45 MW(e)
	Posición de barras de control (pasos)	80 pasos
	Presión del condensador (mmHg)	47.3 mmHg
	Presión del vapor (MPa);	2.7 MPa
	Flujo de agua de alimentación (kg/s)	78 kg/s
	Temperatura de agua de alimentación (°C);	173 °C
	Tavg (°C)	287.5 °C
	Presión del presurizador (MPa)	15.5 MPa
	Nivel del presurizador (%)	43%

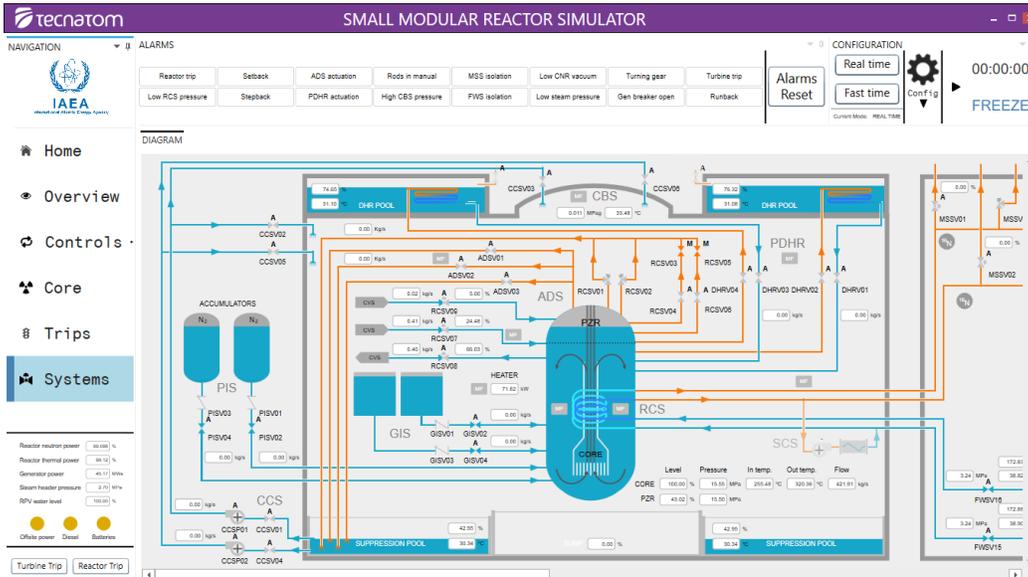


Figura 2. Esquema del VOYGR SMR en simulación antes del SBO

Antes de iniciar la inserción de fallas en el simulador se verifica que todos los componentes de la planta estén trabajando correctamente respecto a los datos de la tabla IV, después de ello se procede a insertar la falla.

Durante el inicio de la falla el reactor inicia con el disparo de las bombas de agua alimentación, disparo del reactor y la señalización de apertura de las válvulas de PDHR (Pasive Decay Heat Removal) y también se observa que existe una pérdida en la señalización de energía de una fuente externa y la señalización de los generadores diésel de emergencia, además de contar con un banco de baterías activo.

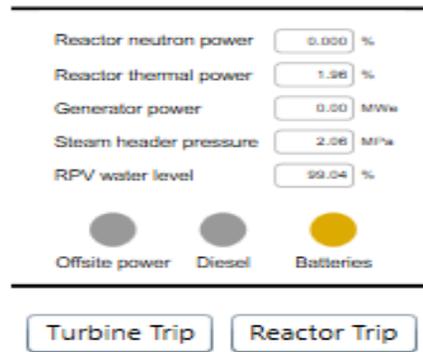


Figura 3. Panel de señalización de activación de baterías

Después de estos sucesos el reactor inserta barras de control en su totalidad, y como respuesta para mitigar el calor se inicia la apertura de las válvulas PDHR (sistema pasivo de remoción de calor por decaimiento). Se observa un flujo hacia las piscinas de DHR (Decay Heat Removal) en donde se incrementará la temperatura derivada del intercambio de calor, ante esta situación la potencia y flujo neutrónico prácticamente es 0%.

En este momento la planta procede al disparo de turbina indicando 0MW de generación. Se observa también la apertura del interruptor de máquina del generador eléctrico, y el sistema de agua alimentación totalmente fuera de servicio.

También como medida de seguridad ante esta falla severa el reactor inicia la operación del sistema PIS (sistema de inyección a presión), la cual tiene como finalidad mantener inundado al núcleo del reactor, independientemente de que cuenta con agua borada.

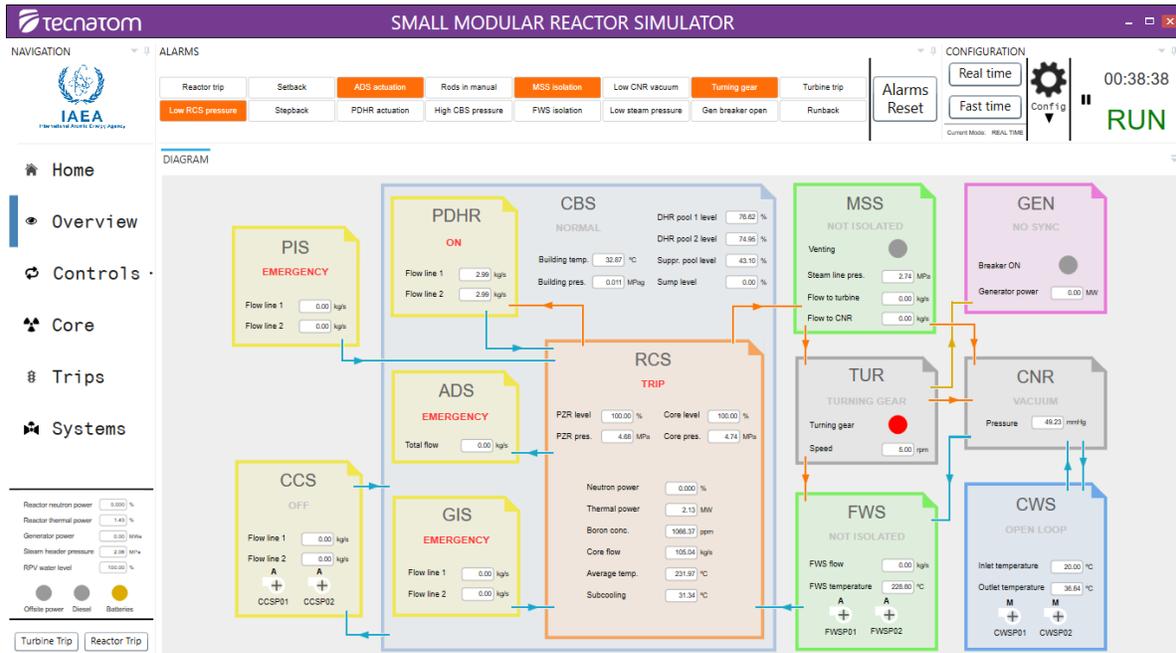


Figura 4. Panel de control del VOYGR SMR después del SBO

Con ello el sistema se mantiene estable sin preocupación de ocurrir algún accidente como lo sucedido en Fukushima.

3.2. Ruptura mayor de la línea de vapor (MSBL Main Steam Line Break)

Previo a la falla se revisan que todos los componentes de la planta estén funcionando a los valores expresados en la tabla IV, como lo mencionado en la sección del SBO.

Al introducir en el simulador el accidente de ruptura mayor de la línea de vapor, en primera instancia se presentan las alarmas por el incremento en la presión del CBS (Containment Building System) o Sistema del edificio de contención, donde hay un incremento súbito a un valor mayor a la presión de alarma de 0.012 MPa.

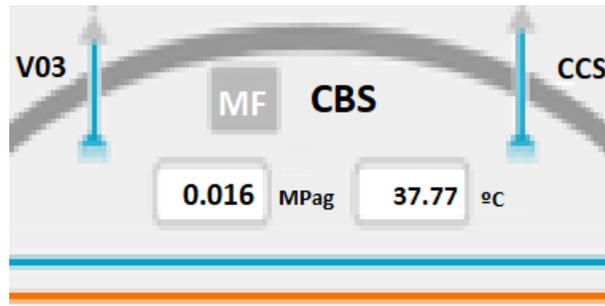


Figura 5. Paleta de señal del valor de presión del CBS

Seguidamente se disparan las bombas de agua de alimentación, así como las alarmas de disparo de turbina y pérdida de presión de vapor principal. También se genera la pérdida de potencia de turbina y el decremento en las rpm's.

Como consecuencia hay una caída en los parámetros operativos de VOYGR. Además el decremento del presión RCS , y esto trae como consecuencia un aumento en la temperatura de la alberca de supresión y la desconexión automática de los calentadores del PZR presurizador.

Cuando la presión de la contención es mayor a 0.019 MPa se activan las bombas de CCS (Containment cooling System) o sistema de enfriamiento de la contención y una vez comienza la inyección en spray la presión de la contención baja rápidamente. Una vez la presión del sistema del núcleo del reactor es menor de 5 MPa se activa el PIS (Pressure Injection System) o sistema de inyección de presión y después de un tiempo hay un decremento de nivel en los tanques de este sistema. Cuando la presión del sistema del núcleo del reactor es menor de 0.5 MPa se activa el GIS (Gravity Injection System) o sistema de inyección por gravedad, esto muestra una combinación sumamente eficiente de sistemas tanto pasivos y activos de este reactor.

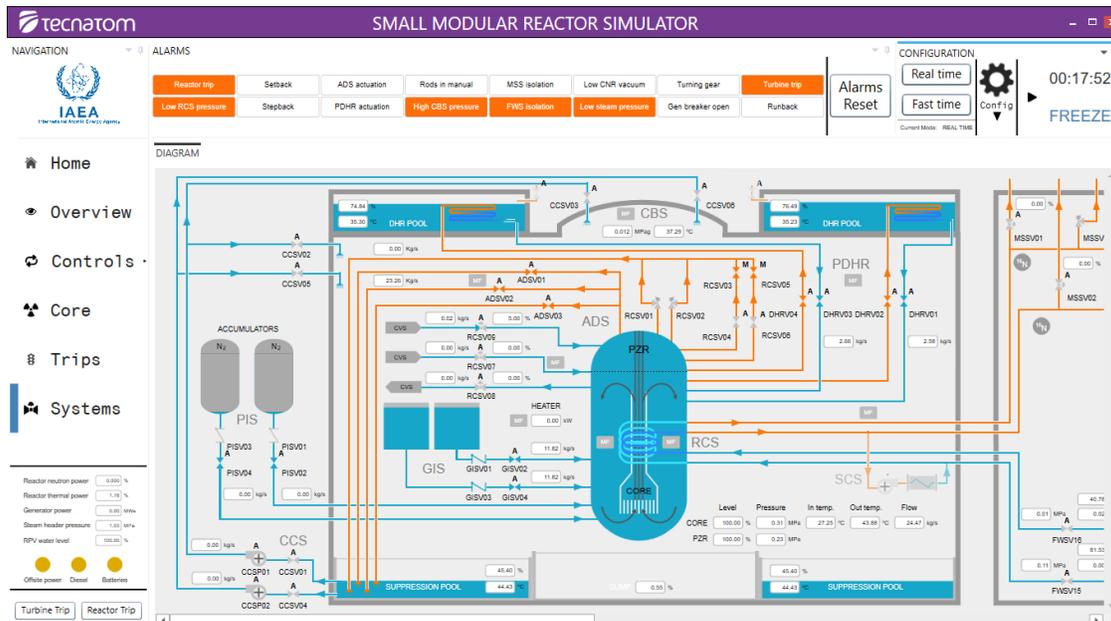


Figura 6. Panel de control de la vasija del VOYGR después de la falla

Se concluye de esta falla que la seguridad con la que cuenta el reactor aunado a los sistemas intrínsecos del mismo, lo llevan a una condición de parada o fuera de línea totalmente segura y confiable para poder analizar por parte del personal de la central el tipo de falla o la causa raíz. Se puede observar que la Potencia Neutrónica no incrementa. Además la concentración de boro está en aumento (conforme va transcurriendo la falla). El SUR o tasa de inicialización es menor a cero 0 y la temperatura del reactor es estable o decremента constantemente.

Es un excelente punto a favor para poder considerar este reactor en la inclusión de cualquier sistema eléctrico para beneficio de la población y el cumplimiento con las no emisiones de contaminantes.

3.3. Ruptura mayor de los tubos del generador de vapor (SGTR Steam Generator Tube Rupture)

El seguimiento antes de la falla es similar en este accidente como en el SBO y MSLB.

Al introducir la falla se activan las alarmas de scram del reactor, disparo de turbina y apertura del generador eléctrico. Además, se observa la alarma de alta radiación en la línea de vapor principal indicada como (N-16) como se ve en la figura 7.

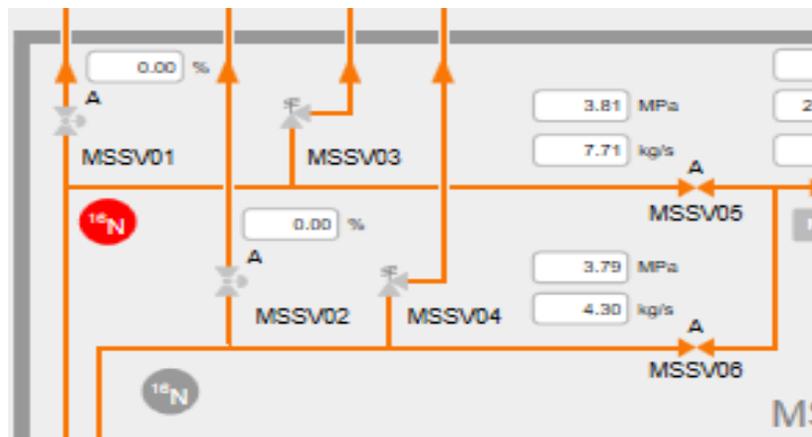


Figura 7. Señal de alerta N-16

Después baja la presión en el sistema de enfriamiento del Reactor RCS, también el nivel del PZR disminuye drásticamente ocasionando el disparo del Reactor y por ende una reducción drástica de la potencia neutrónica.

La válvula principal de vapor A es cerrada por lo que se muestra una apertura al 0%. También hay incremento en el flujo hacia el condensador, esto debido al cierre de vapor principal el cual debe ser enviado a el sistema de condensación, es por ello que incrementa el flujo, por último, se realiza la apertura del interruptor de máquina, debido a esta acción se indica una generación de 0 MW.

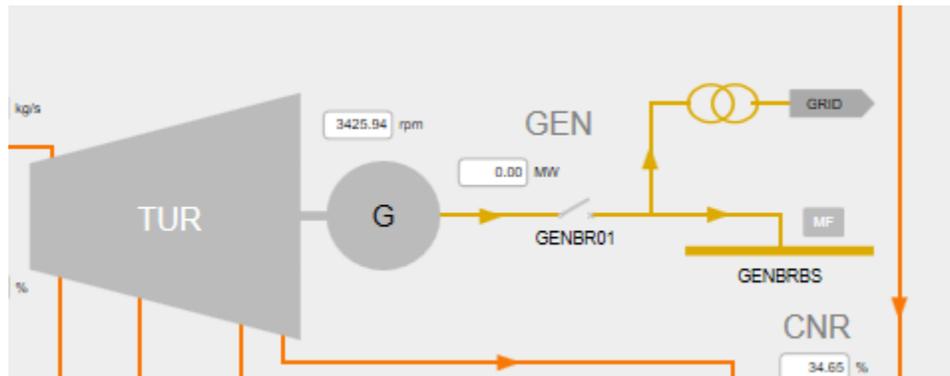


Figura 7. Panel de apertura del interruptor de máquina

Al tener Muy Baja presión en el pleno superior o como lo indica “Upper Plenum Pressure”, esta acción conlleva a la operación de las válvulas ADS por sus siglas en inglés Sistema de Despresurización Automática, las cuales comenzaran a abrir de manera secuencial.

Después de varios minutos de simulación hay un decremento en la presión del sistema del núcleo del reactor o RCS por sus siglas en inglés. Se tiene un incremento en el flujo de las válvulas ADS y un incremento en la temperatura en la alberca de supresión. Es importante mencionar que durante la apertura de las válvulas ADS los calentadores del presurizador se desconectan de forma automática.

Se hace la apertura de las 4 válvulas de DHR (decay heat removal system) en las que se percibe flujo en las líneas y el incremento en el porcentaje o volumen de la alberca de DHR remoción de calor de decaimiento, así como el incremento en la temperatura de la alberca DHR.

Durante la falla el sistema PIS (pressure injection system) o sistema de inyección a presión actúa como un sistema de seguridad pasiva, es decir, cuando la presión del sistema del núcleo del reactor está por debajo de 5 MPa comienza a fluir agua del sistema PIS hacia el núcleo para mantener una temperatura controlada.

Debido a las acciones tomadas la temperatura es estable dentro de sistema del núcleo del reactor, el flujo de enfriamiento del núcleo se mantiene. Además el flujo neutrónico no incrementa como se ve en la figura 8.

Por ultimo el sistema GIS (gravity injection system) o sistema de inyección por gravedad, actúa como un sistema de seguridad pasiva, es decir, cuando la presión del sistema del núcleo del reactor está por debajo de 0.5 MPa comienza a fluir agua del sistema GIS hacia el núcleo para mantener una temperatura controlada.

A pesar de tener una falla severa, la seguridad con la que cuenta aunado a los sistemas intrínsecos del propio reactor, lo llevan a una condición de parada o fuera de línea totalmente segura y confiable para poder analizar por parte del personal de la central el tipo de falla o la causa raíz. Se puede decir que la Potencia Neutrónica no incrementa, además de que la concentración de boro

está en aumento (conforme va transcurriendo la falla), el SUR o tasa de inicialización es menor a cero 0 y la temperatura del reactor es estable o decremента constantemente la temperatura.

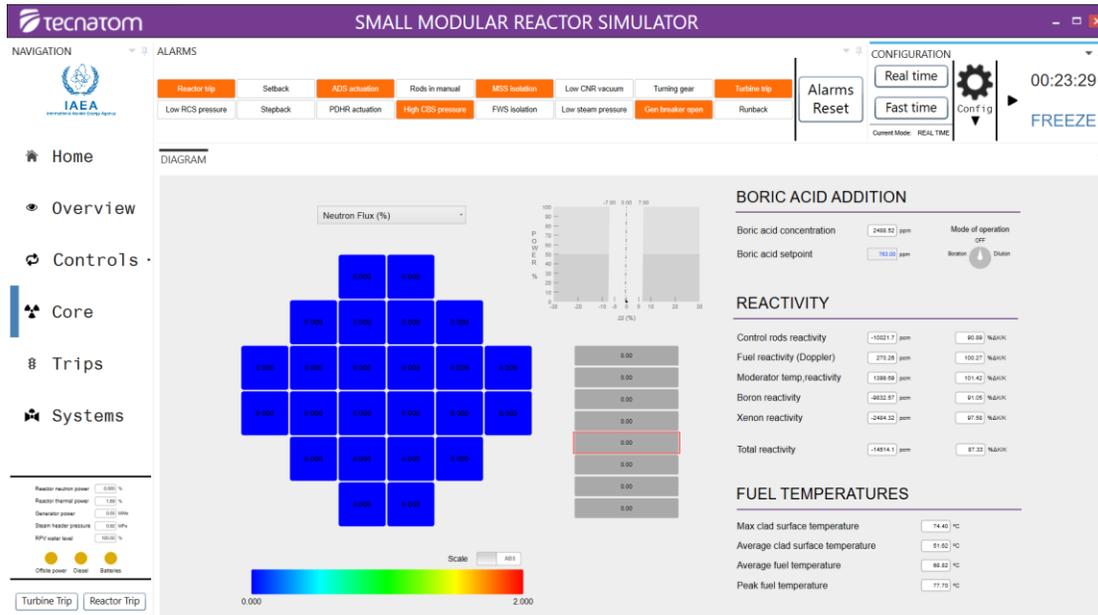


Figura 8. Panel del núcleo del VOYGR Durante la falla SGTR

4. HITOS IMPORTANTES EN MÉXICO

El 23 febrero de 2022, la Dirección Corporativa de Operaciones, a través de la Subdirección de Negocios de Redes (SNR), por medio del oficio SNREDES-0049 /2022, informó al Ing. Mario Alberto Villaverde Segura, Director General EPS Generación I de Comisión Federal de Electricidad, del desarrollo del proyecto de Reactores Modulares Pequeños. Así mismo solicitó la designación del Ing. David Romero Vergara para su incorporación al grupo de trabajo de la SNR. Esto es un indicativo del gran interés de dicho organismo en la aplicación de tecnologías SMR'S en México.



Dirección Corporativa de Operaciones
"2023 Año de Ricardo Flores Magón,
Precursor de la Revolución Mexicana"

Oficio SNREDES-0049 /2022
Ciudad de México a 23 de febrero 2022

Asunto: Solicitud de apoyo para mesa de trabajo de proyectos de Reactores Modulares Pequeños.

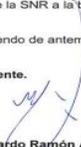
Ing. Mario Alberto Villaverde Segura
Director General EPS Generación I
Presente.

La Dirección Corporativa de Operaciones a través de la Subdirección de Negocios de Redes (SNR), se encuentra impulsando el desarrollo de diversos proyectos entre los cuales se encuentra el de Reactores Modulares Pequeños; por lo que se está creando una mesa de trabajo para el desarrollo de este.

Por lo anterior, requerimos de su valioso apoyo, a fin de que pueda designar al Ing. David Romero Vergara, quien se encuentra colaborando en la Dirección a su digno cargo, ya que cuenta con la experiencia en el ramo y puede contribuir a los trabajos realizados dentro del marco del proyecto antes mencionado, solicitando de su intervención para la incorporación del Ingeniero al grupo de trabajo de la SNR a la brevedad posible.

Agradeciendo de antemano su atención, aprovecho la ocasión para enviarle un cordial saludo.

Atentamente,


Dr. Leonardo Ramón Álvarez Larrauri
Subdirector de Negocios de Redes

C.c.p. Ing. Carlos Andrés Morales Már - Director Corporativo de Operaciones.
Ing. Jorge Luis Bonilla Vázquez - Subgerente de Producción Termoeléctrica EPS Generación I.
Ing. Irla Victoria Curoño González - Subdirección de Negocios de Redes.

Río Rodano 14, Piso 7, Sala 702, Col. Cuauhtémoc, Alcaldía Cuauhtémoc, C.P. 06500, Ciudad de México

Figura 9. Solicitud de apoyo de proyectos de reactores modulares.

5. CONCLUSIONES

Es de extrema importancia tomar en cuenta las distintas ramas que actualmente existen para la generación de energía. Sin embargo, hasta el momento no se cuenta con una en específico que no tenga un impacto negativo hacia el medio ambiente o cero emisiones, con huella de carbón en casi cero por ciento. Lo que también es cierto es que la única y más confiable manera de generar la energía de una gran ciudad o un país con el menor impacto ambiental es mediante la generación de energía nuclear.

Por ello el realizar este tipo de análisis de reactores SMR es un inicio para mostrar la eficacia de estos sistemas ante las nuevas necesidades energéticas que enfrenta el país. Con las simulaciones en primera instancia se ve la confiabilidad, y seguridad ante eventos similares a los que han ocurrido en la experiencia de los accidentes nucleares de mayor importancia en la historia de la energía nuclear.

Los resultados mostrados por el simulador VOYGR ante fallas severas demuestran de forma contundente la factibilidad de utilizar este tipo de tecnología en la generación de energía eléctrica. Se nota claramente como es capaz de lidiar con accidentes graves que ocurrieron en el pasado (Fukushima y la isla de las tres millas), y como los sistemas pasivos de este logran mitigar estas situaciones, dejando un panorama de seguridad sumamente confiable, que está a la vanguardia de las necesidades de las nuevas prioridades de la industria nuclear, pues contempla las fallas de base de diseño, y de igual forma las que están más allá de las de base de diseño.

En México constantemente contamos con estados de emergencia dentro de nuestro Sistema Eléctrico Nacional esto por el constante incremento de la demanda de energía y muy poca oferta por parte de la paraestatal CFE e incluso poca generación de energía eléctrica por la iniciativa privada, lo que conlleva a constantes tiros de carga en el SEN.

AGRADECIMIENTOS

En agradecimiento a la Facultad de Ingeniería y en especial al posgrado de ingeniería de la UNAM, por brindarme la oportunidad de acceder a software especializado del OIEA para realizar los accidentes del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. Larriba Samantha, “Seminario de Reactores Avanzados”, 2020
2. “Forum on Energy the History of Small Modular Reactors”, <http://forumonenergy.com/2015/03/13/the-history-of-small-modular-reactors/> (march 2015).
3. “Small Modular Reactor Fuel Design”, [http:// www.framatome.com/EN/businessnews-722/areva-inc-nuscale-power-unveil-nufuelhttp2-name-for-small-modular-reactor-fuel-design.html](http://www.framatome.com/EN/businessnews-722/areva-inc-nuscale-power-unveil-nufuelhttp2-name-for-small-modular-reactor-fuel-design.html) (2016).
4. IAEA, *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual*, Training Course Series 65, Vienna, Austria (2017).
5. IAEA, *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual: Exercise Handbook*, Training Course Series 65, Vienna, Austria (2017).

Método para Informar en Riesgo los Programas de Gestión de Envejecimiento de Plantas Nucleares

David A. Quintanar Gago y Pamela F. Nelson

*Universidad Nacional Autónoma de México. Facultad de Ingeniería. Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares (LAIRN)
Dirección Edificio T "Bernardo Quintana Arrijoja" Cto. Exterior 18, C.U., Coyoacán,
04510 Ciudad de México, CDMX
davinuc1989@gmail.com; pnelson_007@yahoo.com*

C. R. Grantom

*C. R. Grantom PE & Associates LLC (CRG LLC)
Huffman, Texas, USA
crg@crgrisk.com*

Resumen

Los Programas de Gestión del Envejecimiento (AMP, por sus siglas en inglés) recopilados en el NUREG-1801, establecen las pautas que los titulares de licencias de plantas de energía nuclear deben cumplir para garantizar, con una seguridad razonable, que sus sistemas, estructuras y componentes realizarán su función prevista durante el Período de Operación Extendida, y ante accidentes base de diseño. Como requisito del proceso de renovación de licencia según 10 CFR Parte 54, "Requisitos para Renovación de Licencias de Operación para Centrales Nucleares", los AMP poseen un papel fundamental al identificar las poblaciones de componentes susceptibles a diferentes mecanismos de envejecimiento, ambientes adversos, formas de detección, los criterios de aceptabilidad y acciones preventivas y correctivas. Una muestra representativa de cada población de componentes susceptibles a los diferentes mecanismos de envejecimiento es escogida para realizar las actividades de cada AMP, de acuerdo con las recomendaciones en el NUREG 1801. De acuerdo con 10CFR50.69, los componentes que son de baja importancia para la seguridad (LSS, por sus siglas en inglés) pueden estar exentos de varios requisitos reglamentarios conocidos como "requisitos de tratamiento especial", mientras que NUREG-1801 no contempla disposiciones con respecto a los componentes LSS, por lo que se han identificado varios AMPs en la industria, cuyas muestras representativas contienen muchos componentes LSS, mientras que componentes de alto impacto para la seguridad (HSS, por sus siglas en inglés), no son contemplados directamente en la muestra representativa. En este trabajo, se expone una metodología para informar sobre el riesgo los AMPs, mediante la optimización de la lista de componentes contemplada para realizar las actividades de un AMP. La metodología de optimización incluye un enfoque para cuantificar la importancia conjunta de los componentes representativos que se escogen para el AMP, respecto a una métrica, así como un método evaluar los componentes fuera del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de la planta, a partir de un proceso de correlación que utiliza la

categorización de seguridad informada en riesgo (RISC, por sus siglas en inglés) de 10CFR50.69.

1. INTRODUCCIÓN

La Renovación de Licencia (RL) para centrales nucleares requiere demostrar que los efectos del envejecimiento en sistemas, estructuras y componentes (SSC, por sus siglas en inglés), se administran adecuadamente, de forma tal que se asegure que los SSCs van a operar correctamente durante el Período de Operación Extendida (PEO, por sus siglas en inglés), según la 10CFR54. Los solicitantes de la licencia extendida deben confeccionar un documento (FSAR, por sus siglas en inglés) que resume las actividades con las cuales pretenden manejar los efectos del envejecimiento durante el PEO.

Para cumplir los requisitos de la RL, los aplicantes deben implementar los AMP recopilados en el NUREG-1801 “Informe Genérico de Lecciones Aprendidas sobre el Envejecimiento” (GALL, por sus siglas en inglés) [1]. Los AMPs establecen las recomendaciones para administrar fallas potenciales causadas por los efectos del envejecimiento en la operación a largo plazo durante el PEO.

Un AMP establece las pautas para identificar las poblaciones de SSCs según sus materiales y condiciones ambientales y de operación que los hacen susceptibles a ciertos mecanismos de envejecimiento que provocan las fallas a largo plazo, recomienda la cantidad de SSCs que deben ser inspeccionados como representación de una población, dicta acciones preventivas, ayuda a seleccionar las mejores prácticas para detectar y monitorear y mitigar los efectos del envejecimiento y están sujetos a gestión de la calidad (p. ej., controles administrativos, confirmación, preservación de registros) [2,3]. Los AMPs también incluyen los criterios de aceptación para determinar si un componente debe o no seguir operando, y las acciones correctivas en caso de que estos criterios no se cumplan. La experiencia de operación de los SSCs bajo el alcance de los AMPs queda registrada con el propósito de ser utilizada por la industria en el mejoramiento de dichos programas, así como para identificar efectos de envejecimiento desconocidos.

Para la gestión del envejecimiento, el GALL considera poblaciones de SSCs para aplicar las inspecciones, que varían desde simples actividades visuales hasta actividades más sofisticadas consumidoras de tiempo y recursos (p. ej., reemplazos, inspecciones con ayuda de personal capacitado e instrumentación de alta tecnología). Una población consiste en una combinación de material, ambiente y régimen de operación, que condicionan los mecanismos y efectos del envejecimiento a largo plazo. Por lo general, en un AMP se toma como muestra representativa (MR) de una población lo que resulte mayor entre el 20% de los componentes, o 25 componentes cuando la población es más grande [4].

De acuerdo con 10CFR50.69 [5] y el documento guía para su implementación, el NEI 00-04 [6], los SSC se clasifican en dos categorías de acuerdo con su importancia para la seguridad de la planta: alta (HSS) y baja (LSS). Los componentes LSS pueden estar exentos de varias reglamentaciones de la NRC conocidas como “requisitos de tratamiento especial”, listados en 10CFR50.69 (b)(1) [5] y discutidos en la Sección 6.4 de un reporte de EPRI [7]. Siendo

así, es posible desarrollar tratamientos alternativos que demuestren una confianza razonable de que los SSCs que son LSS y relacionados con la seguridad de la planta, pueden cumplir sus funciones durante el PEO. Los AMPs que se implementan en las plantas actualmente se desarrollan siguiendo el NUREG-1801, revisiones 1 y 2, sin embargo, el GALL no tiene disposiciones para reconocer las posibilidades de tratamiento alternativo que indica la 10CFR50.69 y, por lo tanto, no incluye ninguna disposición para eximir los componentes LSS de los requisitos de tratamiento especial de la NRC. Lo anterior conlleva a que actualmente algunos SSCs dentro del alcance de los AMPs, y considerados como MR de una población, son LSS, mientras que otros componentes HSS pueden quedar fuera de dicha muestra, o no ser prioridad de inspección respecto a componentes LSS.

La problemática anterior se puede contemplar como una oportunidad de mejorar u optimizar el proceso de selección de los componentes representativos de una población, incrementando el impacto que tienen las actividades del AMP al enfocarse mejor en componentes con mayor impacto en la seguridad de la planta, objetivo principal de este artículo. Sin embargo, surge la cuestión de cómo evaluar dicha mejoría u optimización del AMP al proponer varios posibles conjuntos de componentes representativos: es evidente que dentro de los componentes HSS, habrá algunos que son más críticos que otros, lo cual puede constatarse si se comparan medidas de importancia cuantitativas que resultan del APS, algo similar ocurre para los componentes LSS. Como solución, nuestro enfoque evalúa el AMP de forma cuantitativa respecto a una métrica, como la frecuencia de daño al núcleo (CDF, por sus siglas en inglés), a partir de la contribución de los posibles componentes representativos de las poblaciones. El método aprovecha las medidas de importancia de los componentes producto del APS, mientras que los componentes no cuantificados en el APS se incluyen mediante un procedimiento de correlación que aprovecha la categoría respecto a la seguridad (RISC-1, 2, 3 y 4).

El presente artículo se organiza como sigue, en la Segunda sección se expone la Métrica Mixta (MM), la cual es clave para evaluar un AMP de manera cuantitativa de acuerdo con la importancia para la seguridad que poseen los componentes dentro del alcance. Debido a que los AMPs consideran componentes no modelados en un APS también, la Sección 3 explica cómo es posible considerar dichos SSCs, encontrando una equivalencia con aquellos modelados en el APS. En la Sección 4 se demuestra el método mediante un ejemplo práctico con el AMP encargado del sistema de enfriamiento de agua de ciclo abierto de una planta PWR, obteniéndose una lista con los componentes más importantes. Finalmente, se exponen las conclusiones del trabajo.

2. CUANTIFICACIÓN DE UN AMP

En la presente sección se describe una medida cuantitativa para evaluar la importancia para la seguridad de la planta que, en su conjunto, representan los posibles SSCs escogidos para realizar el AMP, así como los componentes dentro del alcance del mismo. Nuestro punto de partida es la hipótesis de que es posible calcular una medida que proporcione una indicación relativa a una métrica como, por ejemplo, el CDF para una muestra representativa (MR), o un AMP completo. Entonces, si se cambia la MR, la medida correspondiente cambiará en concordancia con la importancia de los SSCs considerados, dando la posibilidad de comparar,

con un único criterio, las diferentes opciones, informando en riesgo el proceso de selección.

Nuestro enfoque consiste en utilizar una combinación de medidas de importancia, específicamente Fussell-Vesely (F-V) y *Risk Achievement Worth* (RAW). Ambas medidas de importancia se utilizan ampliamente para determinar la contribución al riesgo de los eventos básicos modelados en los APS [8,9], ya que están asociadas respectivamente con la confiabilidad y la seguridad [10,11]. Valores altos en ambas métricas para un componente indican una mayor criticidad para la seguridad, están asociados con un riesgo más significativo que un componente con valores bajos. Por lo tanto, una multiplicación de ambas medidas de importancia es utilizada como un criterio único para evaluar la contribución al riesgo de los componentes que se han cuantificado en un APS. En este trabajo, a esta multiplicación se le llama Métrica Mixta (MM), y para un componente j es definida como

$$MM_j = (F - V)_j * RAW_j \quad (1)$$

Entonces, el proceso para evaluar el impacto a la seguridad de los componentes en el alcance de un AMP comienza con listar todos sus componentes, y luego sumar todos los valores de MM para calcular el MM del AMP

$$MM_{AMP} = \sum_{j=1}^{j=m_0} MM_j \quad (2)$$

donde m_0 es el número de componentes en el alcance del AMP.

El MM del AMP es la suma de la multiplicación de las medidas de importancia F-V y RAW. El MM de cada componente o elemento modelado en el APS se puede considerar una medida de importancia de dos criterios, la importancia del componente para la confiabilidad mediante el F-V, y la seguridad mediante el RAW. Un MM_{AMP} más alto indica que, en su conjunto, los componentes dentro del alcance del AMP son más críticos para la seguridad y están asociados con un riesgo más significativo, tomando como métrica el CDF.

En las ecuaciones anteriores existen diversos componentes que no se encuentran cuantificados en un APS tradicional, en algunos casos la mayoría, sea porque son subcomponentes de aquellos en el APS, o porque nunca han sido objeto del APS por diversas razones, pero que deben ser considerados en un AMP. Los componentes dentro del AMP, pero fuera del APS no poseen medidas de importancia como F-V ni RAW. La siguiente sección discute la forma de incluir dichos componentes, a los cuales llamamos “cualitativos”, por no poseer medidas cuantificadas de un APS.

3. TRATAMIENTO DE LOS COMPONENTES CUALITATIVOS

Dado que mediante los AMPs se evalúan los efectos del envejecimiento que se pueden producir en períodos prolongados, estos efectos pueden estar presentes a niveles de subcomponentes, si se adopta como componente el clásico alcance de los APS [12]. De esta manera, el alcance de un AMP suele ser más fino que el alcance de un APS, por lo que existe

una gran cantidad de elementos que están dentro del alcance de los programas de envejecimiento, que no se encuentran explícitamente modelados en ningún APS, mientras que otros sí lo están. Los componentes modelados explícitamente en el APS son aquellos que coinciden con eventos básicos o se les asocia directamente eventos básicos correspondientes a sus modos de fallo, con sus respectivos modelos de confiabilidad que permiten la cuantificación de probabilidades de fallo y otras medidas de importancia mediante la resolución de los árboles de fallo y de eventos (p. ej., Fussell-Vesely, RAW, RRW, Birnbaum). Los SSCs fuera del APS suelen evaluarse determinísticamente con medidas cualitativas y el juicio de expertos.

No es posible calcular directamente el MM de los SSCs fuera del APS, por lo que excluirlos del análisis sería desconsiderar estructuras tales como paredes, soportes estructurales, algunos tanques, tuberías, soportes de tuberías u otros subcomponentes más allá de la resolución del APS, como partes internas de una válvula, partes internas de un intercambiador de calor, partes de piezas de componentes eléctricos y cables, por solo mencionar algunos. En una población de componentes de un AMP, y en su MR, lo común es una lista que mezcla componentes cuantificados por el APS, y una parte que no lo están. Se hace necesario aplicar un procedimiento para poder evaluar componentes dentro y fuera del APS simultáneamente.

A continuación, se explica el tratamiento para componentes no incluidos explícitamente en un APS y que son parte del alcance de un AMP, por lo que deben ser considerados para calcular los indicadores de la Sección 2.

3.1. Apuntes Sobre la Categorización Informada en Riesgo 10CFR50.69

El proceso utilizado aprovecha la categorización informada en riesgo para SSCs (RISC por sus siglas en inglés) de 10CFR50.69, que son las cuatro siguientes [5,6,13]:

- RISC-1: SSCs relacionados con la seguridad que realizan funciones significativas para la seguridad (HSS).
- RISC-2: SSCs no relacionados con la seguridad que realizan funciones significativas para la seguridad (HSS).
- RISC-3: SSCs relacionados con la seguridad que realizan funciones significativas de baja seguridad (LSS).
- RISC-4: SSC no relacionados con la seguridad que realizan funciones significativas de baja seguridad (LSS).

Típicamente, el proceso para determinar la clasificación de SSCs cualitativos implica una evaluación de las funciones de los sistemas a los cuales pertenecen, por parte de un Panel Integrado de Toma de Decisiones (IDP, por sus siglas en inglés). Dicha evaluación contempla la importancia de las funciones para proteger el núcleo del reactor y garantizar la salud y la seguridad del público, a través de siete criterios [13]. Los siete criterios sirven para evaluar si la pérdida de una función pudiera provocar un evento iniciador, influir en la pérdida de otra función básica para la seguridad, si la función se menciona en los Procedimientos Operativos de Emergencia (EOP) o los Procedimientos de Respuesta a Emergencia (EOP y EPR respectivamente, por sus siglas en inglés) o si su falla no influirá negativamente para

alcanzar un paro seguro. Una de las formas que se ha utilizado para evaluar la criticidad de las funciones y de los SSCs que soportan dichas funciones se explica brevemente a continuación.

A cada criterio se le asigna un factor numérico de peso, según la importancia para la seguridad nuclear y la salud pública. Los factores de peso se mantienen constantes durante todo el estudio. Luego, cada criterio es evaluado por el IDP, que brinda su opinión experta estimando, con una escala numérica, el impacto que una pérdida de la función puede tener sobre el CDF y el LERF, así como la frecuencia esperada (probabilidad) de que la función esté indisponible.

Las evaluaciones numéricas proporcionadas por el IDP se combinan con los factores de peso, usualmente mediante una multiplicación, para luego sumarse y obtener un puntaje final. Comúnmente el puntaje final se encuentra sesgado en una escala de 0 a 100 por comodidad. La escala está dividida en rangos, a los cuales corresponden las clasificaciones desde RISC1 para los valores más altos, hasta RISC4 para los valores más bajos, pasando por RISC2 y RISC3. En este punto, la función queda evaluada.

A continuación, se relacionan los componentes de los sistemas que soportan las funciones evaluadas previamente, asignando al componente, en primera instancia, la misma categoría que la función más crítica que soporta. En esta parte, el IDP puede tomar crédito de factores como la confiabilidad del componente, redundancia para cumplir la función, y diversidad, para justificar una reducción de la criticidad del componente (p. ej., un componente clasificado como RISC 2 porque la función más crítica que soporta es RISC2, pudiera reclasificarse como RISC3). Si el SSC es cambiado de clasificación a una más baja, entonces también cambiará su puntuación en la escala de 0 a 100. La escala numérica mencionada es una herramienta útil en este proceso de evaluación para determinar la criticidad de los SSCs, y es la que se utiliza en este trabajo para incluir los componentes no modelados en el APS en el análisis cuantitativo del AMP. En el presente informe, a la puntuación final de un componente k , se le denomina Calificación del Componente Cualitativo, y se denota CCC_k .

3.2. Procedimiento de Correlación para SSCs no Modelados en un APS

El objetivo es correlacionar la importancia del riesgo producto de la evaluación según 10CFR50.69 de cada componente no modelado en el APS con un componente específico que está modelado en el APS. Lo anterior implica correlacionar el CCC de cada componente (ver Sección 3.1), con el MM de cierto componente modelado por APS, y así, cuantificar MM_{AMP} de la ecuación (2).

- Calcule el MM para cada componente en el APS que contribuye al daño del núcleo de acuerdo con (1).
- Seleccione el mayor MM_j para cada grupo RISC en el alcance del AMP, identificándolo como HMM_{R_g} , con $g = \{1,2,3,4\}$ por ejemplo, HMM_{R_1} hasta HMM_{R_4} .
- Seleccione el mayor CCC para cada grupo de RISC en el alcance del AMP identificándolo como $HCCC_{R_g}$, por ejemplo, $HCCC_{R_1}$ hasta $HCCC_{R_4}$.

- Calcule el MM correlacionado (CMM) para cada componente k no incluido en el APS y cada grupo RISC (1, 2, 3 y 4) como:

$$CMM_{kR_g} = \frac{CCC_k * HMM_{R_g}}{HCCC_{R_g}} \quad (3)$$

Por ejemplo, para calcular el CMM de un componente k no modelado en el APS, clasificado como RISC1, se utiliza su propio valor CCC_k (conocido del proceso de clasificación), y los valores máximos de HCCC y HMM de los componentes RISC1, como sigue:

$$CMM_{kR_1} = \frac{CCC_k * HMM_{R_1}}{HCCC_{R_1}} \quad (4)$$

La expresión (3) establece una relación lineal entre el MM y el CCC de tal manera que a cada componente cualitativo se le asigna una medida cuantitativa que puede ser utilizada para comparar su criticidad dentro del AMP, y cuantificar el AMP. El componente con la puntuación cualitativa más alta para un grupo RISC (p. ej., $HCCC_{R_1}$) se correlaciona con el valor de MM del componente cuantitativo con las métricas F-V y RAW más altas del mismo grupo (p. ej., HMM_{R_1}) y con esto, para cualquier componente no modelado en el APS con CCC_k , se le puede correlacionar un MM. Lo mismo es aplicable para los otros tres grupos, siendo así un proceso de interpolación por partes entre los componentes modelados en el APS y los componentes no modelados en el APS.

Con las CMM para los componentes no incluidos en el APS, y los MM para los componentes modelados en el APS, la ecuación (2) puede ser cuantificada. El proceso descrito se sintetiza en la Figura 1.

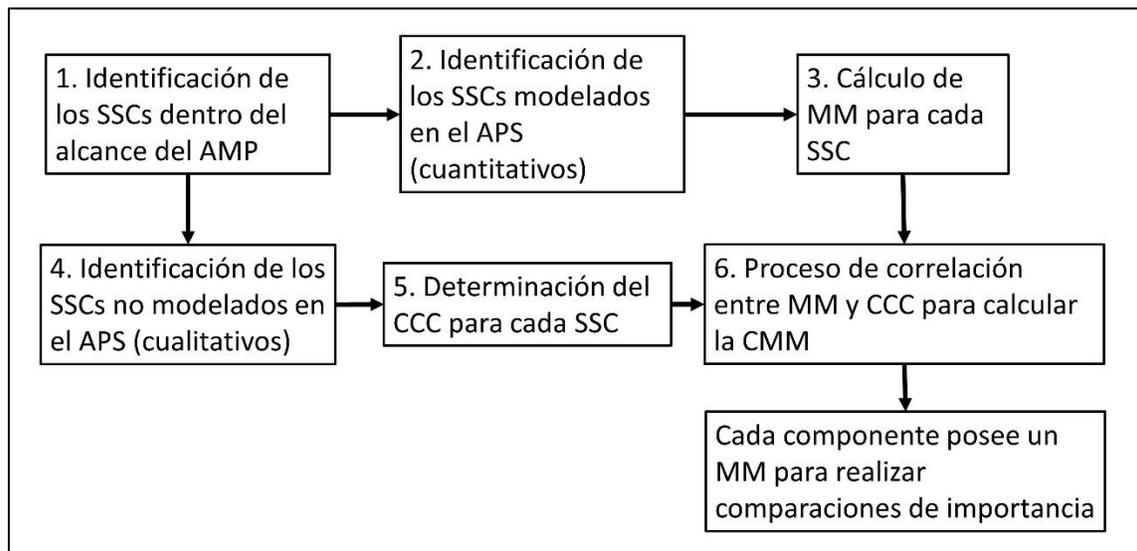


Figura 1: Tratamiento de los SSCs de un AMP para cuantificarlo

4. DEMOSTRACIÓN DEL MÉTODO

En la presente sección, se ilustra el proceso de cuantificación de un AMP de una planta PWR. El AMP en cuestión es el aplicable al sistema de enfriamiento de agua de ciclo abierto (OCCW, por sus siglas en inglés), correspondiente al programa XI.M20 del GALL [1]. Este programa incluye “inspección de rutina y un programa de mantenimiento para asegurar que la corrosión, la erosión, la falla del recubrimiento protector, la deposición de sedimentos (sedimentación) y la bioincrustación no pueden degradar el rendimiento de los sistemas relacionados con la seguridad atendidos por OCCW [traducido del inglés]” [1]. Siendo así, el AMP gestiona la pérdida de material y la reducción de la transferencia de calor para los componentes dentro del alcance de la renovación de la licencia y expuestos a agua cruda del sistema de agua de refrigeración esencial (ECW, por sus siglas en inglés).

El AMP posee un alcance de 341 componentes para una unidad, de los cuales 48 están modelados explícitamente en el APS de la planta y pueden ser evaluados directamente mediante la ecuación (1) para determinar el MM de cada uno (pasos 2 y 3 de la Figura 1). Por lo tanto, existen 293 componentes que no están cuantificados en el APS, que aquí llamamos cualitativos, pero que han sido categorizados como se muestra en la Tabla I.

Tabla I. Número de SSCs modelados y no modelados en el APS por categorización

categorización de seguridad informada por el riesgo	Modelado en el APS	No modelado en el APS	Total
RISC 1	12	3	15
RISC 2	33	18	51
RISC 3	3	49	52
RISC 4	0	223	223
Total	48	293	341

Es de interés para la planta saber cuáles son los componentes más críticos dentro del alcance del AMP, para escoger una muestra determinada que represente los mecanismos de envejecimiento de los componentes, o de otra manera, priorizar las actividades del AMP por orden de criticidad para la seguridad de la planta. Es evidente que según 50.69, los RISC 1 son más importantes para la seguridad, luego los RISC2 y así sucesivamente, sin embargo, para priorizar componentes, es necesario conocer si dentro de una misma categoría (en especial si el número de componentes es grande) existen componentes más importantes que otros, y también, cómo emitir un criterio justo y unificador para contemplar tanto los componentes cuantitativos como los cualitativos. Para los cuantitativos, es posible determinar una organización, mediante sus medidas de importancia, que se unifican en el MM, pero para los componentes cualitativos, tal orden no es obvio.

La idea es crear una tabla en donde los 341 componentes aparezcan ordenados para así escoger los más críticos y priorizar en ellos las actividades del AMP. El proceso de la Figura 1 indica que es necesario asignar el CCC a cada componente cualitativo. Los datos del CCC se han extraído de la información de categorización de la planta objeto de estudio, y para este AMP se encuentran en el rango de 6 a 75, es decir, los componentes menos importantes fueron puntuados con un 6, y los más críticos con un 75, de la escala original de 0 a 100. A partir de los CCC de los componentes cualitativos, y los MM de los cuantitativos, se realiza el proceso de correlación por partes del paso 6, Figura 1, utilizando la ecuación (3). En la Tabla II se muestran los valores correspondientes al AMP que se utilizan para correlacionar los componentes cualitativos a partir de (3).

Tabla II: Valores máximos de MM y CCC de los componentes del AMP

Categoría	HMM	HCCC
RISC1	2.65E+01	75
RISC2	4.0145	70
RISC3	1.12E-05	40
RISC4	No existe	20

En la Figura 2 se muestra una sección del juego de datos utilizado. La primera columna corresponde a los códigos de los componentes asignados por la planta (los cuales han sido difuminados por razones de privacidad), con una breve descripción en la segunda columna. Las columnas siguientes muestran la clasificación RISC, las métricas F-V y RAW para los componentes modelados en el APS, el CCC de los que no lo están, y finalmente los resultados de MM de los componentes en el APS (MM-APS) y la MM correlacionada (CMM) mediante la ecuación (3). Se puede observar que la lista de componentes no posee una organización respecto a algún criterio que permita jerarquizarlos.

Código	Tipo de componente	RISC	F-V	RAW	CCC	MM-APS	CMM
	ECW PUMP 1A	RISC1	1.22E-02	2.17E+03		2.647E+01	
	ECW PUMP 1B	RISC1	1.20E-02	2.17E+03		2.604E+01	
	ECW PUMP 1C	RISC1	1.22E-02	2.17E+03		2.647E+01	
	ECW SELF CLEANING STRAINER 1A	RISC2	1.85E-03	2.17E+03		4.015E+00	
	ECW SELF CLEANING STRAINER 1B	RISC2	1.83E-03	2.17E+03		3.971E+00	
	ECW SELF CLEANING STRAINER 1C	RISC2	1.84E-03	2.17E+03		3.993E+00	
	ECW PUMP 1A DISCHARGE CHECK VALVE	RISC1	1.58E-04	1.96E+03		3.097E-01	
	DIESEL GENERATOR #11 ECW SUPPLY VALVE	RISC2			70		4.015E+00
	CCW HEAT EXCHANGER 1A ECW RETURN THROTTLE VALVE	RISC2	4.43E-06	1.21E+00		5.360E-06	
	DIESEL GENERATOR #13 LUBE OIL COOLER ECW RETURN FLOW BALANCE THROTTLE VALVE	RISC2	1.30E-06	1.38E+00		1.794E-06	
	ESSENTIAL CHILLER 12A ECW INLET ISOL	RISC1			75		2.647E+01
	DIESEL GENERATOR #12 INTERCOOLER COOLING WATER RETURN TEST WELL	RISC4			20		5.608E-06
A	ECW SCREEN WASH BOOSTER PUMP 1A	RISC3			33		9.254E-06
	ECW SCREEN WASH BOOSTER PUMP 1B	RISC3			33		9.254E-06
	ECW TRAVELING SCREEN 1A SPRAY WASH VALVE	RISC4			6		1.683E-06
	ECW PUMP 1A PSL-6880B ROOT VALVE	RISC4			13		3.645E-06
	ECW PUMP 1C PSL-6890B ROOT VALVE	RISC4			13		3.645E-06
	CCW PUMP SUPPLEMENTAL AHU COOLING COIL	RISC3	9.27E-06	1.21E+00			1.122E-05
	CCW PUMP SUPPLEMENTAL AHU COOLING COIL	RISC3	8.15E-06	1.18E+00			9.617E-06
	CCW PUMP SUPPLEMENTAL AHU COOLING COIL	RISC3	8.63E-06	1.21E+00			1.044E-05

Figura 2: Proceso de correlación para determinar CMM

Aparecen también señalados en la Figura 2 algunos puntos de interés, como los puntos máximos de MM utilizados para ejecutar la correlación por partes: HMM_{R_1} , HMM_{R_2} y HMM_{R_3} , tal como se resumió en la Tabla II. Para este juego de datos, no existe ningún componente modelado en el APS de clasificación RISC4, por lo que los componentes cualitativos RISC4 se correlacionan por el valor del grupo superior inmediato, es decir, por HMM_{R_3} . En la Figura 2, columna del extremo derecho, se han circulado algunos puntos ilustrativos resultantes de la correlación. La flecha va desde el valor utilizado para correlacionar (penúltima columna), apuntando al resultado de la correlación (última columna).

Un ejemplo del cálculo se muestra a continuación para el componente cualitativo RISC3 dentro del recuadro de la Figura 2:

$$CMM_{(A)R_3} = \frac{CCC_k * HMM_{R_3}}{HCCC_{R_3}} = \frac{33 * 1.122E - 05}{40} = 9.254E - 06$$

Gráficamente, el proceso de correlación por partes para los datos utilizados luce como se muestra en la gráfica de la Figura 3.

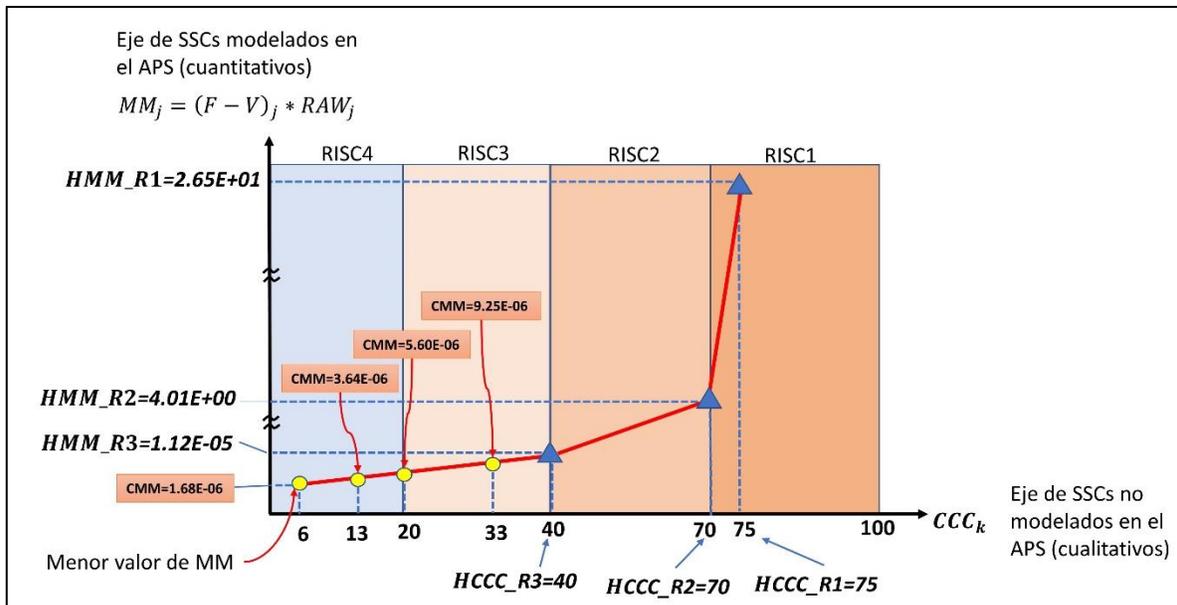


Figura 3: Gráfico de correlación por partes

La Figura 3 se divide en las cuatro secciones que representan los grupos RISC, los cuales van incrementando su importancia hacia la derecha, a medida que el eje horizontal crece, en correspondencia con la escala cualitativa CCC de 0 a 100. El eje vertical corresponde a MM, que es la multiplicación de las medidas F-V y RAW, para los componentes modelados en el APS. Aparecen graficados con triángulos, los puntos utilizados para correlacionar en cada grupo RISC, es decir, las tres primeras parejas en la Tabla II. Las líneas representan los tramos de correlación por partes, donde quedan cuantificados los componentes cualitativos no modelados en el APS.

Con círculos se han señalado algunos puntos coordinados de la forma $(CCC_k; CMM_k R_g)$ resultantes de la correlación. Por ejemplo, se muestra el punto (6; 1.68E-06), que corresponde al componente cualitativo con CCC más bajo, con valor de 6. Utilizando (3) se obtiene que su MM correlacionada es de aproximadamente 1.68E-06. Se dice aproximadamente porque se han redondeado los resultados para mayor claridad en las figuras y tablas. Recuerde que este punto, por corresponder a un componente RISC4, se ha correlacionado respecto al punto $(CCC_{R3}; HMM_{R3})$, como se explicó anteriormente. Además de otros dos puntos más, se muestra también el resultado del ejemplo anterior (y que aparece en la Figura 2), el componente “A”, que teniendo un $CCC = 33$, resulta en un $CMM = 9.254E - 06$ aproximadamente.

Finalmente, en la Tabla III, se muestran los componentes más importantes de acuerdo con la metodología planteada en este artículo, es decir, hasta llegar al 90% del MM_{AMP} . Los códigos originales de los componentes de la planta han sido sustituidos por números consecutivos, para proteger su anonimato. De acuerdo con la ecuación (2), $MM_{AMP} = 2.44E + 02$, valor redondeado. Dicho porcentaje se alcanza con sólo 30 componentes, de los 341 que se encuentran dentro del alcance del AMP para la unidad PWR estudiada. Los demás componentes poseen una significación relativamente pequeña, por lo que el 99.99% se

alcanza con los primeros 36 componentes, y el resto (305 componentes) apenas contribuye con menos del 0.01% del MM_{AMP} .

Tabla III: Lista de los componentes que acumulan el 90% del MM del AMP

Código	Tipo de componente	RISC	MM y CMM	Porcentaje acumulado
1	ECW PUMP 1A	RISC1	2.65E+01	10.87%
2	ECW PUMP 1C	RISC1	2.65E+01	21.74%
3	ESSENTIAL CHILLER 12A ECW INLET ISOL	RISC1	26.474	32.61%
4	ESSENTIAL CHILLER 12B ECW INLET ISOL	RISC1	26.474	43.47%
5	ESSENTIAL CHILLER 12C ECW INLET ISOL	RISC1	26.474	54.34%
6	ECW PUMP 1B	RISC1	2.60E+01	65.03%
7	ECW PUMP 1A DISCHARGE CHECK VALVE	RISC1	3.10E-01	65.16%
8	ECW PUMP 1C DISCHARGE CHECK VALVE	RISC1	3.10E-01	65.29%
9	ECW PUMP 1B DISCHARGE CHECK VALVE	RISC1	3.06E-01	65.41%
10	ECW PUMP 1A DISCHARGE MOV	RISC1	1.68E-03	65.41%
11	ECW PUMP 1C DISCHARGE MOV	RISC1	1.50E-03	65.41%
12	ECW PUMP 1B DISCHARGE MOV	RISC1	1.23E-03	65.41%
13	ESSENTIAL CHILLER 12A ECW RETURN VALVE	RISC1	1.06E-05	65.41%
14	ESSENTIAL CHILLER 12C ECW RETURN VALVE	RISC1	9.58E-06	65.41%
15	ESSENTIAL CHILLER 12B ECW RETURN VALVE	RISC1	8.67E-06	65.41%
16	ECW SELF CLEANING STRAINER 1A	RISC2	4.01E+00	67.06%
17	DIESEL GENERATOR #11 ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	68.71%
18	DIESEL GENERATOR #11 ECW RETURN VALVE	RISC2	4.0145	70.36%
19	CCW PUMP SUPPLEMENTAL COOLER 11A ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	72.01%

Código	Tipo de componente	RISC	MM y CMM	Porcentaje acumulado
20	DIESEL GENERATOR #12 ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	73.65%
21	DIESEL GENERATOR #12 ECW RETURN VALVE	RISC2	4.0145	75.30%
22	CCW PUMP SUPPLEMENTAL COOLER 11B ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	76.95%
23	DIESEL GENERATOR #13 ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	78.60%
24	DIESEL GENERATOR #13 ECW RETURN VALVE	RISC2	4.0145	80.25%
25	CCW PUMP SUPPLEMENTAL COOLER 11C ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	81.89%
26	ECW PUMP 1A DISCHARGE STRAINER BYPASS VALVE	RISC2	4.0145	83.54%
27	CCW HEAT EXCHANGER 1A ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	85.19%
28	ECW PUMP 1B DISCHARGE STRAINER BYPASS VALVE	RISC2	4.0145	86.84%
29	ECW PUMP 1C DISCHARGE STRAINER BYPASS VALVE	RISC2	4.0145	88.49%
30	CCW HEAT EXCHANGER 1C ECW SUPPLY VALVE	RISC2	4.0145	90.13%

Siendo así, es posible recomendar que las actividades del AMP se concentren en los componentes listados en la Tabla III, dejando el resto de los componentes dentro del alcance del AMP como posibles sustitutos a inspeccionar, en caso de que los más importantes no puedan ser inspeccionados por alguna razón como operación del sistema, o reemplazo, que provoca que el envejecimiento no pueda ser monitoreado.

4. CONCLUSIONES

En este artículo, se ha desarrollado una metodología para informar del riesgo la selección de componentes sujetos a las actividades de los Programas de Gestión del Envejecimiento (AMP). Para este propósito, la importancia del riesgo de AMP se cuantifica mediante la implementación de un enfoque que utiliza dos medidas de importancia (Fussell-Vesely y RAW) para los componentes cuantificados en el APS de la planta, y un procedimiento de correlación para los componentes cualitativos que están fuera del alcance del APS pero que están categorizados de acuerdo con 10CFR50.69.

Al aplicar la metodología, se obtienen los componentes más significativos para la seguridad dentro del alcance del AMP, por lo que sus actividades pueden ser priorizadas a dichos componentes, dejando componentes de baja importancia como sustitutos. El método se ejemplificó con el AMP encargado del sistema de enfriamiento de agua de ciclo abierto de una planta PWR. Se determinó que solamente eran necesarios 30 componentes para alcanzar el 90% de significación para la seguridad que aportan los 341 componentes dentro de su alcance. También, se determinó que 305 componentes poseen una significación conjunta para la seguridad de menos del 0.01% del total del alcance del AMP. Estos resultados son de extrema importancia para lograr enfocar los recursos destinados al relicenciamiento de las plantas, donde los componentes LSS pueden ser exentos de varios requerimientos especiales de acuerdo con 10CFR50.69.

AGRADECIMIENTOS

Convenio de colaboración UNAM FI y CRG LLC 59290-1321-9-XII-21, “Desarrollo de una Metodología para crear un programa informado en riesgo para la gestión de envejecimiento en plantas nucleares”.

REFERENCIAS

- [1] United States Nuclear Regulatory Commission. *Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report*. Nureg-1801, Rev. 2: 2010.
- [2] IAEA. *IAEA Nuclear Energy Series - Handbook on ageing management for nuclear power plants*. 2009.
- [3] IAEA. *Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)*. Vienna: 2020.
- [4] EPRI. *Long-Term Operations: Leveraging Risk Insights for Aging Management Program Implementation*. Palo Alto, CA. 3002018403: 2020.
- [5] 10 CFR50.69, Final Rule, Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems and Components for Nuclear Power Reactors 2004.
- [6] Nuclear Energy Institute. *10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline*. NEI 00-04. 2005.
- [7] EPRI. *Program on Technology Innovation: 10CFR50.69 Implementation Guidance for Treatment of Structures, Systems, and Components*. Palo Alto, CA. 1011234: 2006.
- [8] ASME/ANS. *Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*. RA-S-1.1-2022. 2022.
- [9] ASME/ANS. *Probabilistic risk assessment standard for advanced non-light water reactor nuclear power plants*. RA-S-1.4-2021. 2021.
- [10] Wielenberg A, Hasnaoui C, Burgazzi L, Cazzoli E, Jan P, Löffler H, et al. *Risk Metrics and Measures for an Extended PSA*. 2016.
- [11] Van Der Borst M, Schoonakker H. “An overview of PSA importance measures”. *Reliab Eng Syst Saf* 2001;**72**:241–5. [https://doi.org/10.1016/S0951-8320\(01\)00007-2](https://doi.org/10.1016/S0951-8320(01)00007-2).
- [12] IAEA. *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term*

- Operation of Nuclear Power Plants*. Vinna: 2018.
- [13] Nuclear Energy Institute. *Risk-Informed Engineering Programs (10 CFR 50.69) Implementation Guidance*. NEI 16-09 [Rev 0]. 2017.

Categorización Informada en Riesgo de los Componentes de una Planta Nuclear

Pamela F. Nelson y Omar Hernández Ledesma*
Universidad Nacional Autónoma de México – Facultad de Ingeniería
Av. Universidad 3000, Coyoacán, CdMx, México
pnelson_007@yahoo.com; ohledesma@gmail.com

Resumen

Aquí se describe la metodología usada para categorizar los componentes de una planta nuclear. Se usa para definir los componentes con baja importancia al riesgo y asegurar que el impacto al riesgo de la planta debido a los cambios en el tratamiento de éstos es mínimo. El aseguramiento de esto se basa en la metodología de multiniveles que identifica los componentes de baja importancia debido a los resultados del APS, análisis determinista, y juicio de expertos. Además, tanto los expertos en ingeniería de los sistemas, como el panel independiente de expertos de la planta revisan los resultados y determinan si los que resultan estar categorizados como baja importancia en realidad pueden estar categorizados así. En el caso de cualquier grupo determine que en cualquier de las evaluaciones, el componente es importante, se categoriza como tal. En términos del alcance del APS utilizado en la parte de evaluación de riesgos del proceso de categorización, se puede mantener un grado razonable de confianza de que los SSC significativos para el riesgo se identificarán adecuadamente con un APS de eventos internos a potencia de calidad. Las evaluaciones de detección de otros eventos iniciadores (en los otros APS como de incendio y sismos) y otros modos de operación identifican los SSC necesarios para mantener un riesgo bajo. Típicamente un sistema cuenta con un promedio de 75% de los componentes relacionados con la seguridad categorizados como baja importancia el riesgo. Esto permite una reducción en recursos para los programas de tratamiento especial. Esto resulta en procesos más eficientes, dirigiendo los recursos hacia los componentes más importantes al riesgo.

1. INTRODUCCIÓN

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) proporciona una aproximación exhaustiva y estructurada para representar escenarios de accidente, constituyendo una herramienta conceptual y matemática para derivar estimaciones numéricas del riesgo. El APS se conoce también por sus siglas en inglés como PRA (Probabilistic Risk Assessment) o PSA (Probabilistic Safety Assessment/Analysis).

Su principal utilidad surge del contraste con los métodos tradicionales de evaluación del diseño [1]: se analizan condiciones que exceden la base de diseño, y se da crédito a sistemas no-relacionados con seguridad y a acciones del operador. Mientras que los métodos tradicionales

cumplen con el propósito de garantizar la seguridad a través de un diseño conservador, a un costo elevado, los resultados de un APS complementan este esfuerzo concentrándose en los aspectos que dominan el riesgo.

En cuanto al uso y aplicaciones de los APS en el ámbito internacional, la principal aplicación del APS es la evaluación del diseño de las centrales nucleares. Esto ocurre en aquellos países en los que se sigue un enfoque informado en el riesgo combinado con los análisis deterministas como método para justificar el cumplimiento de los requisitos establecidos por el correspondiente organismo regulador en lo que respecta a la seguridad. Así, el APS se usa frecuentemente para comparar las diferentes modificaciones propuestas en una planta para resolver alguna debilidad detectada en relación con la seguridad dentro del análisis costo-beneficio de las mismas. Otras aplicaciones en las que el APS se ha constituido como una herramienta fundamental son: gestión del mantenimiento informada en el riesgo (monitores de riesgo), evaluación de las especificaciones técnicas con el objetivo de optimizar las condiciones límite de operación, los intervalos de tiempo permitidos para mantenerse en un modo de operación dado, los intervalos de tiempo entre dos pruebas consecutivas de los componentes, justificar exenciones a las mismas en relación con el momento adecuado para realizar el mantenimiento de sistemas (a potencia o en parada), inspección en servicio informada en el riesgo (RI-ISI, por sus siglas en inglés), tratamiento informado en el riesgo de estructuras sistemas y componentes (Regla de Mantenimiento), entre otras.

Como norma general, la condición más relevante impuesta por todos los organismos reguladores al APS como herramienta soporte de las aplicaciones informadas en el riesgo, es que refleje la situación real de la planta, y su alcance debe recoger con una profundidad suficiente las condiciones que sean relevantes para la aplicación a la que da soporte.

Existen estándares ANS/ASME sobre la aceptación del APS para aplicaciones [2] y una norma del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), TECDOC-1804 [3] con un propósito similar. Estas normas establecen los requisitos para un APS de Nivel 1 de peligros internos y externos mientras está a plena potencia para la evaluación de la frecuencia de daños en el núcleo. Además, esta norma establece los requisitos para un APS de nivel 2, suficientemente limitado para evaluar una gran frecuencia de liberación anticipada. Los únicos peligros explícitamente excluidos del alcance son los accidentes resultantes de amenazas de seguridad deliberadas inducidas por humanos (p. ej., sabotaje, terrorismo). Estos requisitos están escritos para operar centrales eléctricas de reactores de agua ligera (LWR, por sus siglas en inglés). La norma puede usarse para plantas LWR en diseño o construcción, o para LWR avanzados, pero es posible que se necesiten requisitos revisados o adicionales y por lo tanto, habrá un apéndice agregado para esto en el futuro.

Una vez terminado el APS de un reactor, se puede usar para varias aplicaciones, como las mencionadas arriba, y adicionalmente en aplicaciones para la mejora en la operación y mantenimiento de la planta. A continuación, se presenta una aplicación que permite implementar la categorización de los componentes por su contribución a la seguridad de la planta, con el fin de dirigir las actividades hacia los que más contribuyen al riesgo.

2. IMPLEMENTACIÓN EN LA PLANTA

Una vez desarrollado y revisado el APS y categorizados los sistemas de la planta, se recibe el beneficio a través de la implementación de los resultados en los programas de los tratamientos especiales.

2.1. Requisitos de Tratamiento Especial

Existen algunas aplicaciones que ejemplifican el uso del APS. La más notoria de éstas se refiere, en forma amplia, a los requisitos normativos que deben satisfacer los equipos acreditados en los análisis de seguridad de una central nuclear; éstos se conocen como requisitos de tratamiento especial, y algunos ejemplos son:

- Garantía de calidad en la fabricación, procura, instalación, etc.
- Calificación ambiental y sísmica
- Cumplimiento con normas industriales
- Inspección y pruebas en servicio

Para cumplir y dar seguimiento a estos requisitos de tratamiento especial, los equipos tradicionalmente se clasifican como relacionados con seguridad o no relacionados con seguridad. Una vez que un equipo queda encasillado en una de estas categorías, la atención que se presta “regulatoriamente” es, en principio, la misma para todos los componentes en la categoría.

Como es de esperarse, de acuerdo con los resultados del APS, los niveles de importancia para el riesgo que se tienen dentro de estas dos categorías son muy diversos. Dado que el costo de cumplir con el tratamiento especial es muy elevado, tanto para el licenciataria como para el regulador, esto representa un área de oportunidad para el aprovechamiento del APS.

La aproximación propuesta consiste en expandir la clasificación a las cuatro categorías mostradas en la Figura 1. En este esquema, cada una de las clases se somete a requisitos de tratamiento alternos. Las principales diferencias en el tratamiento alternativo consisten en añadir a las clases RISC-1 y RISC-2, nuevas funciones de seguridad que se hayan acreditado en el proceso de clasificación, incluyendo aquellas que excedan el propósito de su diseño original. En el caso de la clase RISC-3, los requisitos de tratamiento especial se sustituyen por requisitos de alto nivel, bajo los cuales se continúa garantizando la función de seguridad en condiciones base de diseño, pero con un grado de aseguramiento menor; igualmente, estos componentes RISC-3 deberán seguir contando con inspección, pruebas, y acción correctiva en caso de encontrar deficiencias.

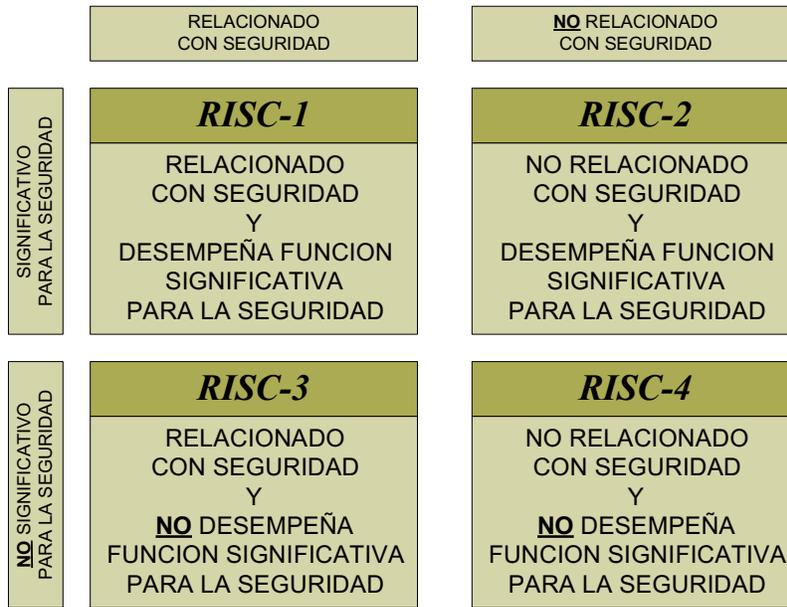


Figura 1: Clases de seguridad informadas en riesgo (adaptado de [4])

De manera consistente con las guías reguladoras informadas en riesgo, esta aplicación debe contar con un programa de monitoreo para medición del desempeño, por medio del cual se identifiquen posibles tendencias adversas, y se revise periódicamente la clasificación de componentes tomando en cuenta la experiencia adquirida. Debe destacarse que la central pionera en la implementación de esta clasificación ha acumulado una experiencia operacional de más de veinte años, en los cuales no se han observado tendencias adversas en el desempeño de los componentes que han sido relajados (clase RISC-3) [4].

El manejo informado en riesgo basado en el desempeño de los requisitos de tratamiento especial ha sido quizás el cambio más notorio a la normativa estadounidense dentro de su plan de implantación, habiendo sido incorporado como regla [5], la cual es de cumplimiento voluntario.

3. METODOLOGÍA

Para desarrollar la metodología de dicha aplicación, se facilita con una guía del NEI (Nuclear Energy Institute) “10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline” [4], la cual establece las bases para el proceso de la categorización de las estructuras, sistemas y componentes (ESCs). Como dice el título, la guía se basa en la regulación de la USNRC, 10CFR50.69 que se encuentra en el Registro Federal de los Estados Unidos [6].

Hay dos pasos asociados con la implementación de 10CFR50.69: la categorización de los componentes significantes al riesgo y la aplicación de los requisitos de tratamiento especial de la NRC consistentes con la importancia de seguridad del equipo categorizado en el primer paso. Aquí repasamos la metodología del primer paso de la categorización.

El APS de eventos internos se refiere a eventos iniciados y propagados en los procesos internos de la planta. Es necesario además estudiar la posibilidad de que algún fenómeno externo afecte a estos

procesos, especialmente si tiene el potencial para causar daño a más de un equipo a la vez. Los fenómenos que normalmente se incluyen en esta categoría son:

- Inundación interna: un evento ubicado dentro de los edificios de la planta que conducen a los equipos a fallar por la intrusión de agua.
- Incendio: un evento de falla causado por incendio al interior de la planta.
- Sismo: un evento de falla causado por un sismo.
- Huracanes.
- Otros peligros externos, por ejemplo, tornados, inundaciones externas, etc.

De esta forma, los modelos de estos fenómenos “externos” aparecerían en un APS integrado como eventos iniciadores adicionales, que a su vez tienen eventos básicos asociados con probabilidades altas de causar la falla de los equipos.

3.1. Proceso de Categorización

El proceso general utilizado en la categorización de los ESC con el fin de cambiar los requisitos de tratamiento especial bajo 10CFR50.69 se muestra en la Figura 2. Este proceso se basa en los conocimientos y métodos de muchos esfuerzos de categorización anteriores, incluido el RI-ISI y la prueba en servicio informada en el riesgo (RI-IST). Está destinado a ser un proceso completo y sólido que incluye la consideración de varios contribuyentes al riesgo de la planta y la defensa en profundidad.

El proceso incluye ocho pasos principales:

- Organización de la información específica de la planta.
- Evaluación de ingeniería de sistemas.
- Evaluación de la importancia de la seguridad de los componentes.
- Evaluación de la defensa en profundidad.
- Categorización preliminar de funciones de ingeniería.
- Estudio de sensibilidad al riesgo
- Revisión y aprobación de panel integrado para toma de decisiones IDP.
- Categorización de los ESC en alta importancia al riesgo (*High Safety Significant*, HSS) y baja importancia (*Low Safety Significant*, LSS).

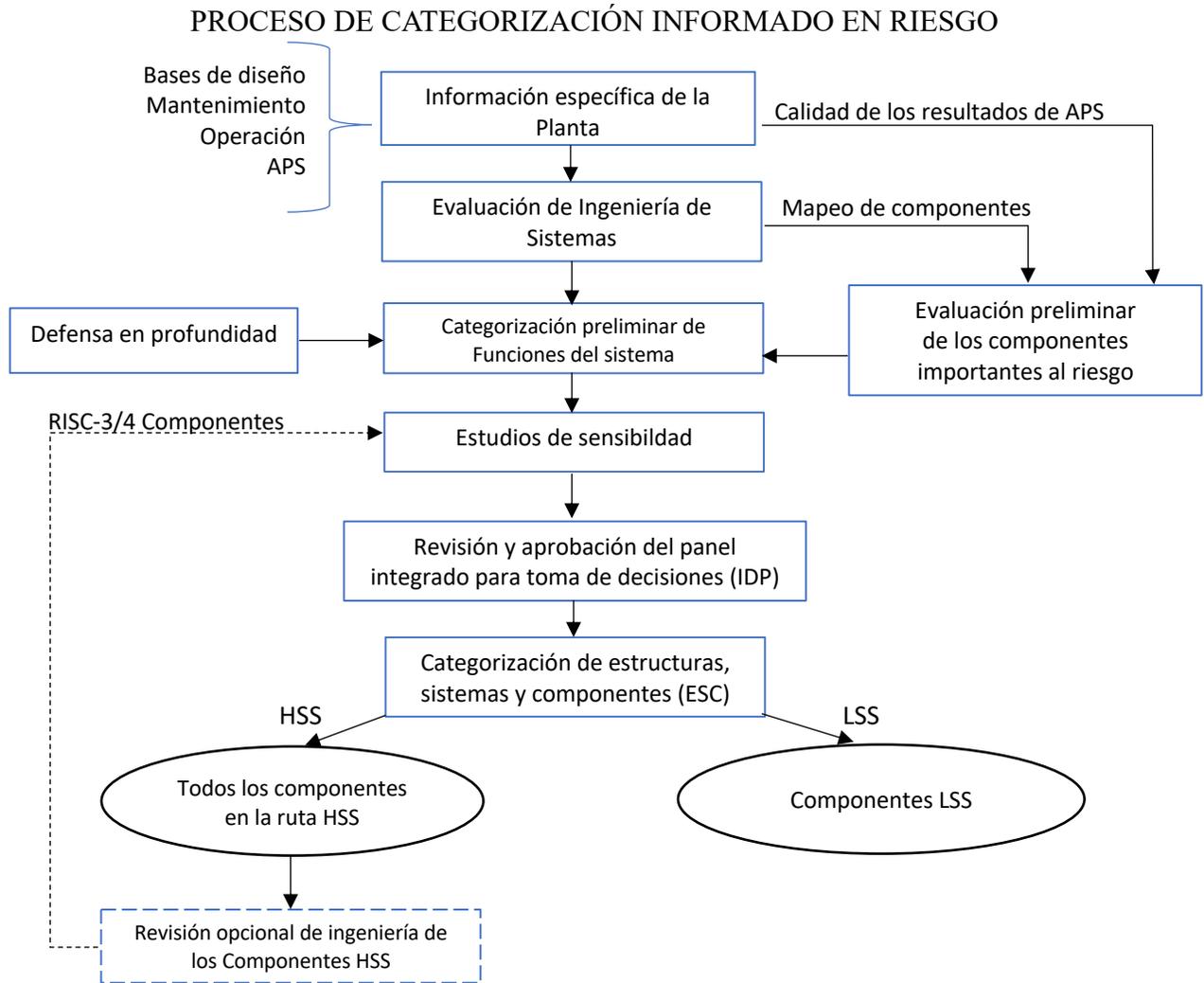


Figura 2. Proceso de Categorización Informada en Riesgo [4]

3.2. Mapeo de Eventos Básicos

La relación entre componentes y eventos básicos se establece a partir del análisis de bases de datos y diagramas. Es decir, cualquier información relevante para entender la nomenclatura de los componentes, y la relación con los eventos básicos. Para entender de mejor manera primero debemos comprender a qué nos referimos con eventos básicos. Un componente es un equipo electromecánico, como bombas, motores, válvulas, tanques, aspersores, etc. Un evento básico describe un modo de falla o fuente de indisponibilidad de un componente. Por ejemplo, se puede relacionar un componente a sus diferentes modos de falla, de tal manera que una bomba puede fallar a arrancar, fallar a permanecer operando, estar fuera de servicio por mantenimiento, etc. Dos o más componentes pueden fallar o estar expuestos a un mismo modo de falla simultaneo en un periodo de tiempo corto. Este caso se identifica como “Fallas de causa común” (CCF, por sus siglas en inglés).

En la Tabla I se ejemplifica la asociación de componentes con eventos básicos, también se indica la descripción del evento básico.

Tabla I: Mapeo de componentes y eventos básicos

Componente	Evento Básico	Probabilidad	Descripción
CEF01A	EF-CTF-F1-CEF01A	2.84E-05	El ventilador de la torre de enfriamiento falla a permanecer funcionando durante la primera hora
CEF01A	EF-CTF-FR-CEF01A	6.72E-04	El ventilador de la torre de enfriamiento falla a permanecer funcionando después de la primera hora
CEF01A	EF-CTF-FS-CEF01A	5.09E-03	El ventilador de la torre de enfriamiento falla a arrancar
CEF01A	EFCCFCTFF14_1_1_2	1.37E-07	CCF de dos componentes: EF-CTF-F1-CEF01A & EF-CTF-F1-CEF01B
CEF01A	EFCCFCTFF14_1_1_3	9.69E-08	CCF de tres componentes: EF-CTF-F1-CEF01A & EF-CTF-F1-CEF01B & EF-CTF-F1-CEF01C

Se corren los modelos de APS para determinar las importancias de los componentes que se calculan a través de las medidas de importancia de los eventos básicos.

3.3. Medidas de Importancia

El análisis consiste en determinar cuánto contribuye cada componente al riesgo total de la planta. Existen diversas formas de representar esta contribución, pero las dos principales son:

- Reducción de riesgo (RR): ¿En cuánto disminuiría el riesgo si el componente fuera perfecto?
- Incremento de riesgo (IR): ¿En cuánto se incrementaría el riesgo si el componente fallara?

La primera se calcula igualando la probabilidad de los eventos básicos del componente a cero, y la segunda igualando a 1.0 su probabilidad, de la siguiente forma

$$RR = f_{TOTAL} - f_{TOTAL}(P_{EB} \rightarrow 0) \quad (1)$$

$$IR = f_{TOTAL}(P_{EB} \rightarrow 1) - f_{TOTAL} \quad (2)$$

La reducción de riesgo refleja la importancia de mantener o mejorar el nivel actual de confiabilidad del componente, y por lo tanto se usa para clasificar equipos que puedan beneficiarse o relajarse al hacer más eficientes los programas de confiabilidad. Por ejemplo, cuáles equipos incluir en los programas de mantenimiento predictivo, cuáles sistemas relajar en su frecuencia de pruebas, dónde permitir el uso de repuestos de grado comercial, etc.

El incremento de riesgo refleja la importancia de mantener o mejorar el nivel actual de disponibilidad del componente, y por lo tanto se usa para identificar componentes que requieren un estricto control de la configuración. Por ejemplo, en cuáles sistemas no se debe permitir el mantenimiento en línea, cuáles equipos deben protegerse para evitar una salida innecesaria, etc.

Los criterios empleados para determinar la importancia de los componentes y sistemas son:

- Reducción de riesgo (RR): $\geq 0.5\%$ de la frecuencia total de accidente, o sea, que la tasa del riesgo total entre el riesgo con el componente probabilidad de 0, sea $RRW \geq 1.005$.
- Incremento de riesgo (IR): $\geq 100\%$ la frecuencia total de accidente.

Estos dos indicadores no son independientes uno de otro. Todo componente importante para la reducción del riesgo y que tenga un alto grado de confiabilidad, necesariamente es importante para el incremento del riesgo. En la práctica, cualquier equipo que rebase alguno de los dos criterios mostrados se considera importante para el riesgo.

La clasificación de componentes importantes al riesgo utiliza dos medidas de importancia; *Risk Achievement Worth (RAW)* y *Fussell Vesely (F-V)*, related to *the Risk Reduction Worth (RRW)*. La importancia F-V de un componente se considera que es la suma de las importancias F-V para todos los modos de falla del componente para la función que se está evaluando. La importancia RAW de un componente se considera el máximo valor calculado de los eventos básicos que involucran modos de falla del componente. El RAW es el incremento en riesgo descrito arriba, pero calculado como tasa, ver (3). RRW es la reducción en riesgo, pero calculado como tasa, ver (4). El FV se relaciona con el RRW con la en la ecuación (5).

$$RAW = \frac{f_{total}(P_{EB \rightarrow 1})}{f_{total}} \quad (3)$$

$$RRW = \frac{f_{total}}{f_{total}(P_{EB \rightarrow 0})} \quad (4)$$

$$RRW = \frac{1}{[1-FV]} \quad (5)$$

Los criterios para identificar componentes significantes al riesgo se analizan de acuerdo con las siguientes reglas:

1. Suma de F-V para todos los eventos básicos que modelan el componente de interés, incluidos los eventos de causa común > 0.005
2. Máximo valor RAW de los eventos básicos del componente de interés > 2
3. Máximo valor RAW de los eventos básicos de causa común aplicable al componente de interés > 20

Si alguno de los valores es mayor a los establecidos, entonces el componente se considera significativo al riesgo (HSS). A continuación, se presenta la tabla II para ejemplificar las reglas antes mencionadas:

Tabla II: Ejemplo de componentes significantes al riesgo [4]

MODO DE FALLA DEL COMPONENTE	F-V	RAW	CCF RAW
1) Válvula “A” falla a abrir	0.002	1.7	n/a
2) Válvula “A” falla a permanecer cerrada	0.00002	1.1	n/a
3) Válvula “A” en mantenimiento (cerrada)	0.0035	1.7	n/a
4) Falla de Causa Común, Válvulas “A”, “B” & “C” a abrir	0.004	n/a	54
5) Falla de Causa Común, Válvulas “A” & “B” a abrir	0.0007	n/a	5.6
6) Falla de Causa Común, Válvulas “A” & “C” a abrir	0.0006	n/a	4.9
Importancia del Componente	0.01082 (suma)	1.7 (máximo)	54 (máximo)
Criterio	>0.005	>2	>20
¿Significante al riesgo?	Si	No	Si

3.4. Resultados

El análisis descrito anteriormente se realiza para cada uno de los riesgos estudiados (Eventos internos, Inundaciones internas, Incendio, Sismo, otros), y se aplican los criterios para cada uno, determinando en cada caso la categorización de los componentes, *High Safety Significant (HSS)* o *Low Safety Significant (LSS)*.

Algunos componentes pueden resultar HSS para el APS de eventos internos y LSS para el APS de Incendio y el APS de Sismo, los cuales se consideran HSS. También pueden resultar otros componentes en donde solamente resultan significantes al riesgo en el APS de Incendio. Para este último escenario, se deberá realizar *una evaluación integrada (“integrated assessment”)* aplicando un factor de peso de cada APS para determinar si se debe considerar HSS.

Al finalizar el análisis de sensibilidad para cada uno de los riesgos estudiados, se procede a evaluar los resultados obtenidos, en donde se hace una comparación de los resultados finales para cada modelo, y se demuestra que, aunque se incrementara la probabilidad de falla de los componentes LSS por tres veces, el incremento de riesgo permanece por debajo del incremento en el riesgo permitido en la Guía Reguladora 1.174.[7]

Una vez que se haya terminado la categorización de todos los componentes de un sistema, se lleva a cabo una reunión del IDP. Como paso final, se categorizan los componentes del sistema y queda

pendiente integrar los resultados a la base de datos de los componentes de la planta, y llevar a cabo tratamiento alternativo para ellos.

Un resultado cualitativo encontrado comúnmente en el análisis de importancia del APS es la “regla del 80/20” (principio de Pareto), donde un 80% de la frecuencia de accidente es atribuible a un 20% de los componentes. Esta característica es la que vuelve atractivos los resultados del APS para mejorar la eficiencia de los procesos relacionados con la confiabilidad y disponibilidad de los equipos de una central. Eso es, típicamente 70 a 80% de los componentes son categorizados como RISC 3 componentes, lo que implica que se pueden reducir el tratamiento especial a alrededor de 70 a 80% de los componentes de cada sistema.

4. CONCLUSIONES

La forma de coexistencia con la normativa vigente planteada en las guías reguladoras informadas en riesgo deja claro que el APS no debe ser un sustituto para los principios de defensa en profundidad y márgenes de seguridad suficientes, los cuales han demostrado ser adecuados para alcanzar un alto nivel de seguridad en las centrales nucleares diseñadas bajo esos principios. Esto descarta cualquier concepción ambiciosa que sitúe los análisis de riesgo como origen de la reglamentación o medida única para demostrar su cumplimiento.

Sin embargo, muchas de las técnicas tradicionales que ponen en práctica los principios de defensa en profundidad y garantizan márgenes de seguridad involucran conceptos afines a los modelos del APS, como son:

- Probabilidad de ocurrencia de eventos y fallas
- Redundancia y diversidad de componentes para desempeñar una función
- Incertidumbre o variabilidad de los parámetros de análisis
- Posibilidad de error humano
- Posibilidad de fallas de causa común

La capacidad del APS de integrar en forma cuantitativa estos conceptos lo sitúa en una posición privilegiada para mejorar la forma como se cumple con los principios de seguridad. Más aún, al existir los medios para incorporar la experiencia operacional específica de la planta, a través de las tasas de ocurrencia de fallas y eventos iniciadores, el APS puede integrar además el desempeño observado en cada central, permitiendo así que las decisiones sustentadas en él se ajusten de acuerdo con ese desempeño, a medida que los sistemas y procesos de la planta evolucionan en su ciclo de vida.

De esta forma, los conceptos “informado en riesgo” y “basado en el desempeño” se presentan en las aplicaciones de APS como un binomio que se complementa mutuamente, mediante el cual se genera, por un lado, información necesaria para dar seguimiento a los efectos del cambio, y por el otro, se cuenta con un modelo que permite poner esta información en perspectiva. Bajo este enfoque, la aplicación del APS no se trata simplemente de elaborar un documento estático que justifique la decisión y quede archivado, sino de establecer un seguimiento del desempeño que pueda retroalimentarse al análisis para identificar la necesidad de medidas correctivas o avanzar en el proceso, según lo determinen los resultados.

REFERENCIAS

1. International Nuclear Safety Advisory Group, *Defence in Depth in Nuclear Safety - INSAG-10*, IAEA, Vienna, Austria (1996).
2. The American Society of Mechanical Engineers. *ASME/ANS Standard for Level 1 / Large and Early Release Frequency, RA-S-1.1 - 2022* New York.
3. International Atomic Energy Agency, *Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants*, IAEA-TECDOC-1804, IAEA, Vienna (2016).
4. Nuclear Energy Institute. NEI-0004, *10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline*. Washington, DC. (2004).
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors*, U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Paragraph 50.69 (10CFR50.69), EE.UU. (2004).
6. “Página del Registro Federal de los Estados Unidos” <https://www.federalregister.gov> (2022).
7. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.174, Revision 3, *An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis*, USNRC, (2018).

Gamma Thermometer Signals Comparison to Local Power Range Monitor Signals in Laguna Verde 2 Core Operation

Gabriel F. Cuevas Vivas

Global Nuclear Fuel - Americas
3901 Castle Hayne Road, Wilmington North Carolina USA
gabriel.cuevas-vivas@gnf.com.

Alfredo Ávila Nolazco

Comisión Federal de Electricidad - retired
Carretera Cardel - Nautla Km 42.5, Alto Lucero Veracruz México
alfredo.avila@cfe.gob.mx

Abstract

Phenomenological time-domain data analysis of Gamma Thermometers (GTs) is presented in the context of dynamic local power changes. For the first time, readings and associated rate of change of two fixed in-core instruments are compared during operational maneuvers. The scenarios are a SCRAM, a planned reduction of core power, and a power start-up in Laguna Verde 2 BWR-5 core. The GTs and neighbor Local Power Range Monitors (LPRM) are housed in the same instrumentation tube that allows for direct comparison of normalized signals for a given local power change. Although the nature of the power detection and the time response are different, the two nuclear instrumentation signals have been compared with encouraging results to expand the application of GTs into additional monitoring functions. The dynamic scenarios selected for comparison include rapid as well as slower planned power decreases; that is, decreases/increases in local power due to adjacent control rod insertion and withdrawal as well as core flow changes. To frame the discussion and as introduction, a description of typical Gamma Thermometer calibration is presented.

The Gamma Thermometer signals have a decay constant of several seconds but nonetheless the signal rate of change almost immediately detects the local power changes in the surroundings; some examples are presented in this paper. It is promising the use of the GT response as an independent, diversified power monitoring function in support of reactor safety. Results are encouraging for additional study of dynamic detection of local power changes at different reactor conditions, and for applications such as validation of simulator programs.

1. INTRODUCTION

Gamma Thermometers (GTs) are fixed in-core probes that will be used for calibration of Local Power Range Monitors (LPRMs) in the Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR) and the BWRX-300 with potential for use in other nuclear reactors either in operation or in new reactor designs like the Advanced Boiling Water Reactor (ABWR). In ESBWR and BWRX-300, the steady-state GT signals replace the ones obtained from Traversing In-core Probes (TIPs) used in today's Boiling Water Reactors (BWRs). This paper explores other aspect of the GT response; there are indications that under proper signal interpretation additional local power monitoring application are possible as a function of time. Results are encouraging for a range of applications including redundancy of safety functions.

Partnership of General Electric Hitachi Nuclear Energy (GEH) and *Comisión Federal de Electricidad* (CFE) continues in Laguna Verde 2 (LV2) GT data tracking. After thirteen years of operation, the technical evidence has been collected to show that GT signals do not degrade in at least during the complete LPRM lifetime (seven to ten years) [1]. Additional studies ([2] and [3]) have shown that the use of GT signals to enhance thermal limits calculations is comparable to the use of TIP signals for the same purpose. There are other aspects of the GT response that have attracted attention of researchers given that most of the data analysis supports LPRM calibration during steady state reactor operation. Transient maneuvering data, including the impact of xenon concentration changes, coolant flow changes, and control blade insertion/withdrawal have not been studied in detail until now, with instruments that have been irradiated for several years in a commercial nuclear reactor.

Gamma Thermometers were previously studied [3] and it has been accepted that instantaneous GT signal is composed of up to 10% from delayed gamma sources, either from fission products or activated structural materials. The inherent thermal time constant in GT response is measured during manufacturing for each GT sensor under laboratory conditions. There have been some attempts to model this delay and generate a signal deconvolution approach to eliminate the delay which, for a successful gamma compensation model, it is necessary to know the GT time constants and the magnitude and behavior of the stimulus. Reactor operation poses a different scenario; the stimulus is unknown in magnitude and timing making the compensation model unpractical for predicting local power changes.

This paper introduces the dynamic response of GTs with a simple normalization to allow comparison to LPRMs and with its associated rate of change for a time-domain analysis. To define a context, GT calibration results are presented when the detector is subject to a known energy deposition that is part of its standard calibration process. This paper then focuses on three operational scenarios presenting GT and LPRM responses to local power changes under actual BWR operating core conditions.

2. GT RESPONSE TO STEP CALIBRATION

GEH obtained the license to use GTs as Automated Fixed In-core Probes (AFIPs) for use in ESBWR operation; the only approved application was the determination of LPRM calibration

parameters. A regulatory condition was imposed to implement a method to self-calibrate GTs for correction of instrument drift and other unknown signal degradations. In response, the GT rod (stainless steel rod with seven to nine internal GT sensors) is equipped with a calibration heater wire to control a deposition of a known electrical energy at each GT sensor location to obtain their response to calibration current changes.

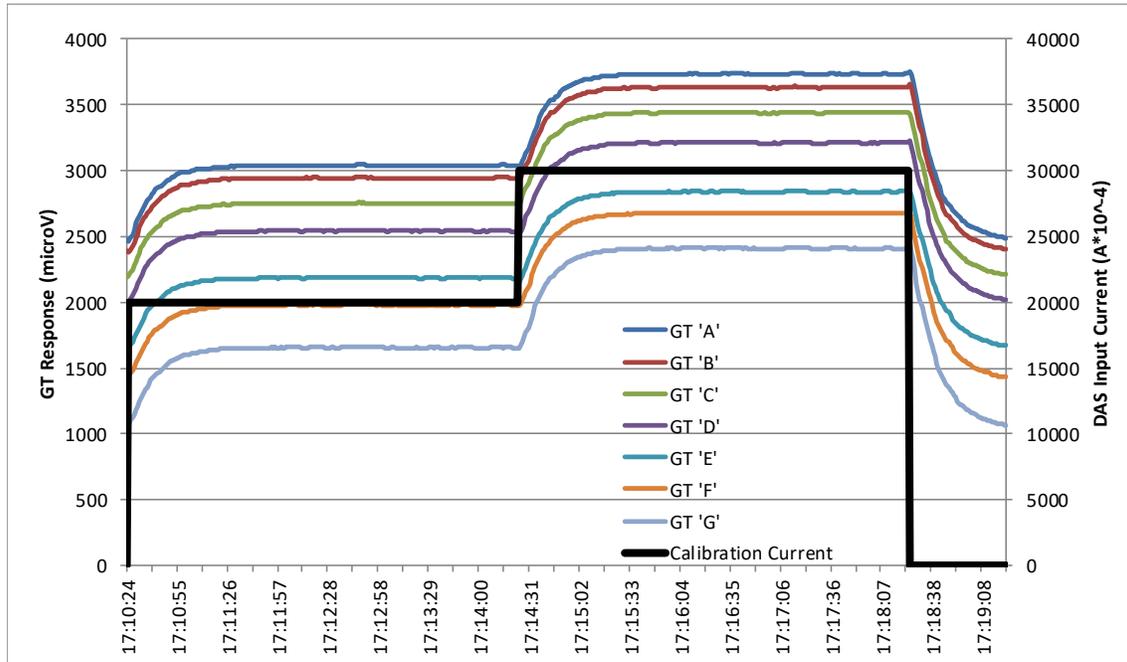


Figure 1. Typical GT response to heater wire calibration

Figure 1 presents the GT heater-wire-calibration sensor response for one of the GT rods installed in LV2 core; this example is from the first day of operation in 2007 but the curves are typical of GT responses that have been consistently observed for all GT sensors during the years of GT exposure in the core.

Two-steps input functions of electrical current, 2 amps and 3 amps with a duration of almost four minutes each, are controlled with software installed in the Data Acquisition System (DAS) that is part of the LV2 configuration. After eight minutes the electrical heater power goes to zero. The time constant is approximately 18-20 seconds and in about five time constants, each GT sensor reaches a new steady state signal. The GT sensors are labeled with letters, from “A” to “G” (seven sensors) and are distributed in front of each LPRM detector and in between two LPRMs. In Figure 1, the curves appear in descending order as a function of the relative local power, as expected since the power shape was bottom peaked at the time (beginning of LV2 Cycle 10), meaning that the GT “A” (low elevation in core) has the relatively highest power compared to the power of the other sensors and GT “G” (highest elevation in core) has the lowest signal.

The instantaneous response of each GT sensor to the stimulus of the input electrical current was an early indication that the GT signal rate of change is the key parameter to characterize the stimulus. As it will be seen in the summary section, the GT response to calibration is mild compared to common power changes in a BWR.

3. GT/LPRM RESPONSE TO POWER MANEUVERS

3.1. Common Signal Normalization

A proper selection of a normalization for the signal of both GTs and LPRMs is crucial for this analysis, so the relative signal magnitude can be compared between sensors of the same type and between two different instruments. It will be assumed that only GT/LPRM detectors of the same instrumentation string are used in the comparison. This allows ignoring radial power components needed for a core wide distribution.

Equation 1 presents the normalization signal S_{Norm} (dimensionless) calculated from GT or LPRM raw signals, generically named S_i for an “ i ” elevation that is labeled as “A” thru “G” for GTs and “A” thru “D” for LPRMs. Number of sensors, M , is either 7 or 4 for GTs or LPRM, respectively. The signals of both instruments are assumed to be dimensionless even though the GT signals are in microvolts. The scaling factor $M/4$ is used to accommodate the different number of sensors for the same axially-integrated power; that is, the factor balances the relatively smaller GT signal magnitude for the same $\frac{1}{4}$ of the instrumented axial length covered with more sensors. Scaling factor is 1 for LPRMs and 7 for GTs. The subset of S^* values is a predetermined reference group of detector signals. For this paper discussion, the subset of S^* detector signals corresponds to the initial integrated power taken from a predetermined time before the local power changes ($t=0$).

$$S_{Norm} \equiv \frac{M}{4} \cdot \frac{S_i}{\sum_{i=1}^M S_i^*} \quad (1)$$

Equation 2 presents the formulation for detector instantaneous rate of change, $R(t)$, in Hertz units. Sample time, Δt , is one second for GTs. Since LPRM data was taken from LV2 core monitoring system (3DMonicore) live data, the associated sample time is 15 seconds.

$$R(t) \equiv \frac{S_{Norm,i}(t) - S_{Norm,i}(t-1)}{\Delta t} \quad (2)$$

3.2. Laguna Verde 2 Map with Instrumentation and Control Rods

Figure 2 presents the LV2 core map indicating the location of instrumentation tubes with GT sensors/strings; six instrumentation tubes house one GT string, one TIP tube and four LPRMs. There are twenty-four instrumentation tubes and 109 control rods in LV2 core. The core monitoring system 3DMonicore™ numbers the instrumentation tubes from 1 thru 24 starting at the bottom left of the core map, from left to right. Similarly, 3DMonicore labels the control rods from 1 thru 109. Two neighboring control rods to the instrumentation tube 14 (32-25) are indicated in Figure 2, control rods 57 and 69, since their movements are discussed in the examples of this paper in the context of the local power changes that the LPRMs and GTs are both sensing.

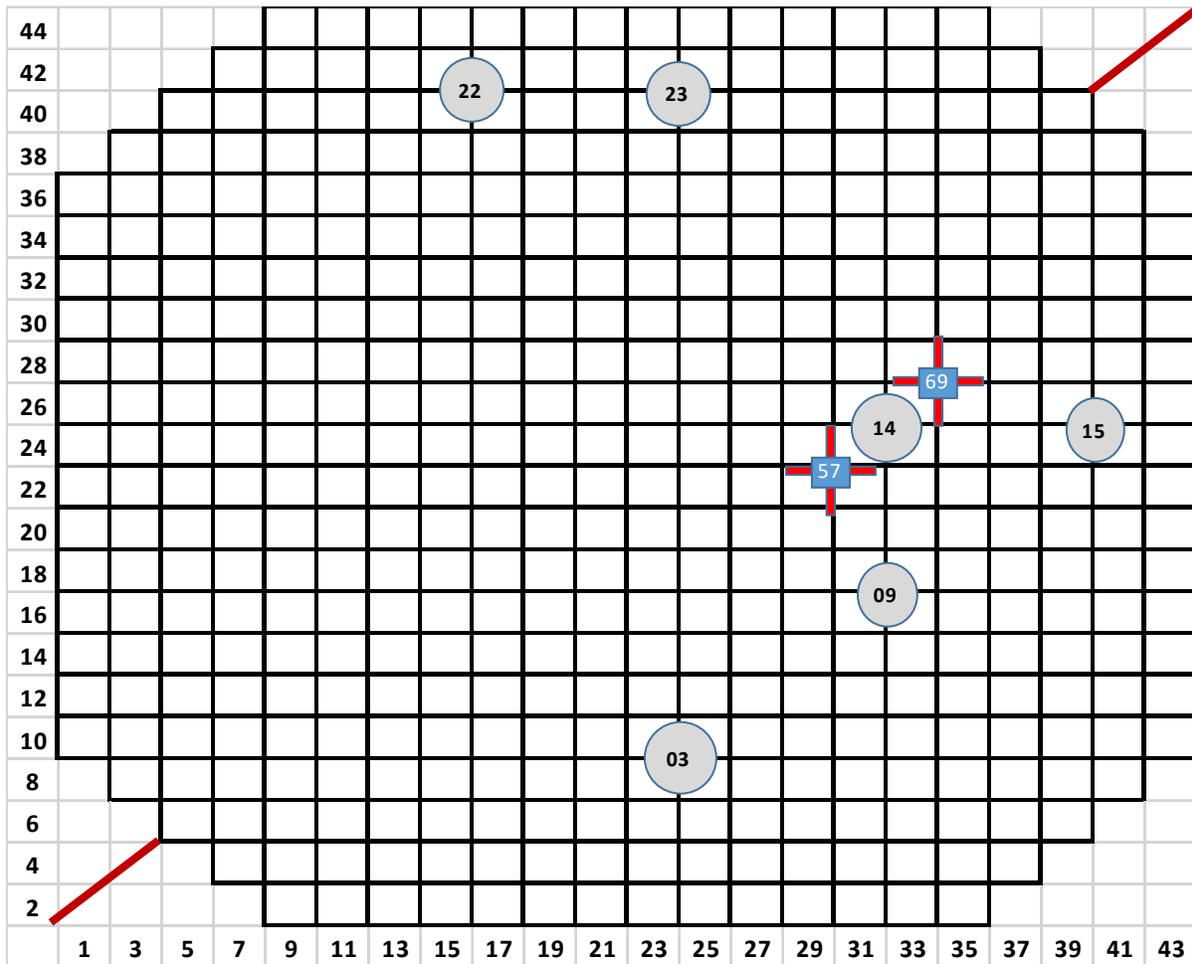


Figure 2. Reactor core map with triple (GT-TIP-LPRM) instrumentation locations

3.3. SCRAM Response

This is the first and clearest example of GT response to a local power change. It is an automatic SCRAM where the reactor power is reduced in seconds from a steady state. The event occurred on June 9, 2016. The initial LV2 reactor state corresponds to an Extended Power Uprate (EPU power is 120% of the original thermal power, 1931 MWth). Core inlet flow changes from rated value (61.5 Mlb/hr) and stabilized around 20%. The signals of GT/LPRM are taken from string 14 located at LV2 site coordinates 32-25; this string is near the high-powered bundles.

Figure 3 presents two hours of LV2 operation; the horizontal axis represents time, seconds from midnight, i.e. 18000 seconds represent 5:00 AM. An initial reduction in power and core inlet flow can be observed at 6:09:30 just minutes before the insertion of the neighboring control rods. For simplicity, the insertion of those rods is labeled as “SCRAM” that represents an envelope of the control rods movement, from fully withdrawn (notch 48) to fully inserted (notch 0) and occurs at 6:15:45 (22145s). BWR control rods are inserted from bottom to top in increments of 2 notches (equivalent to six inches); notch 00 means fully inserted, notch 48 means fully withdrawn.

Figure 4 presents the four LPRM signals (“A” thru “D”) in this event. They went to essentially zero just after the SCRAM as expected. Figure 5 presents the GT signals (“A” thru “G”). Instead of disappearing, the delayed gamma flux continues to generate a voltage in the GTs as a representation of the decay heat after the SCRAM. Normalized GT signals stabilize to values ~66% of the original values; that is, from initial normalized values in the range of [0.21 to 0.28%] (average 0.25%) to the range of [0.10 to 0.22%] while maintaining the same relative magnitudes with respect to the axial position of the GT sensors. In this event, global and local changes are almost coincidental. However, power monitoring applications of GT signals are promising for short-term after shutdown conditions and will require a signal deconvolution for their interpretation when a combination of events affects the GT reading.

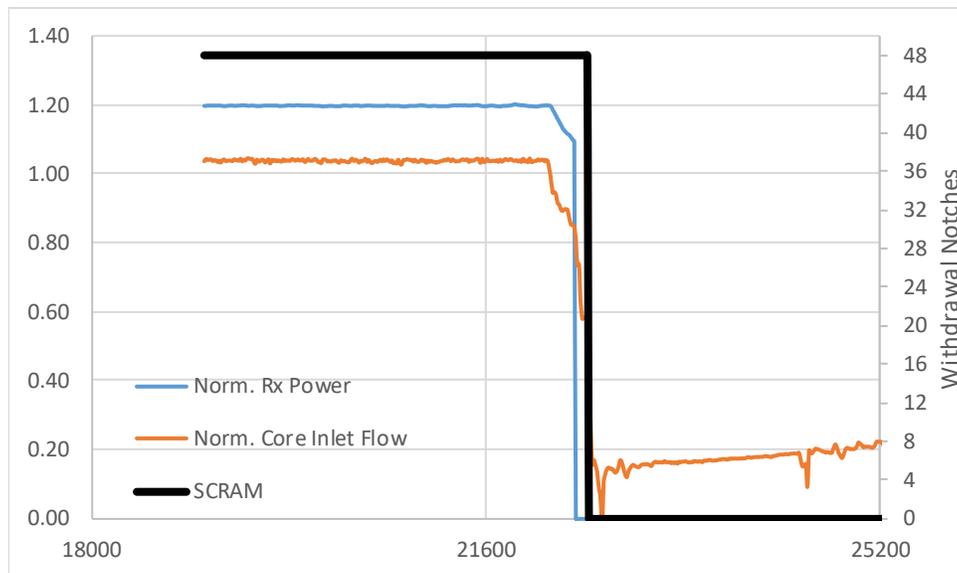


Figure 3. Reactor power and core inlet flow prior SCRAM

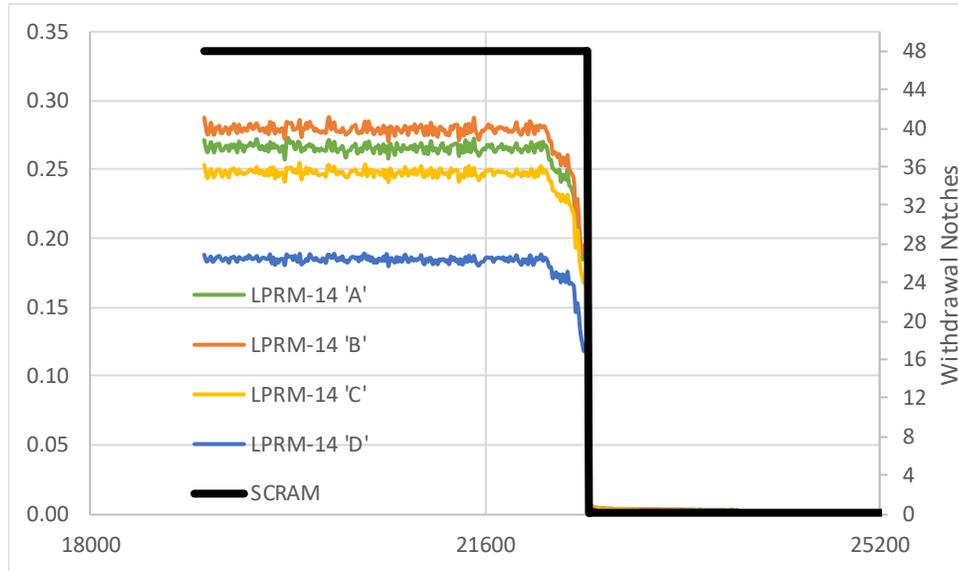


Figure 4. LPRM response to SCRAM

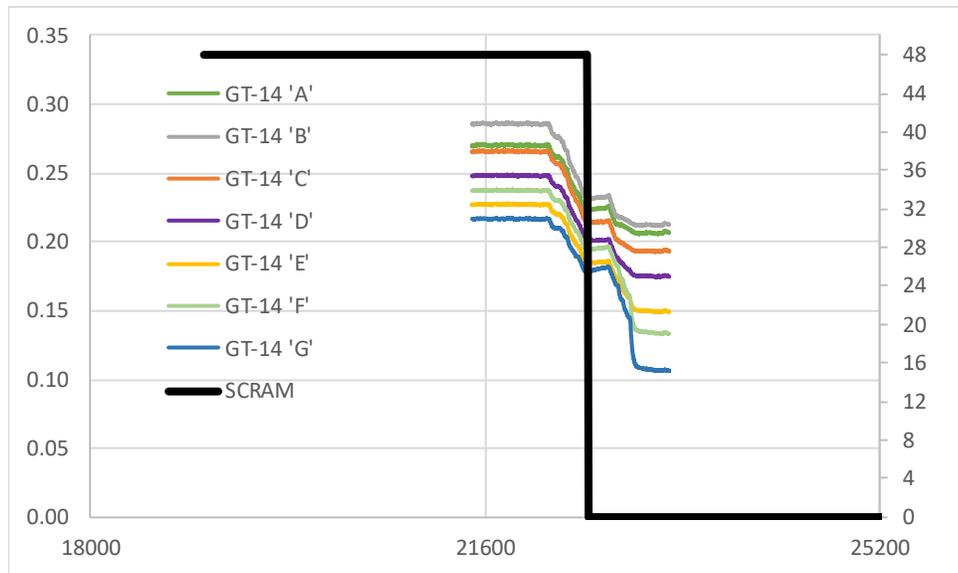


Figure 5. GT response to SCRAM

3.4. Planned Reactor Power Reduction

This event is a planned power reduction that occurred on November 5, 2016 with local events that happened in steps. Initial reactor conditions are like the previous case. Reactor power starts at EPU value then it is reduced to 65% and finally to zero. Core inlet flow is reduced from rated value to 60% and then it is further reduced to 20%; these two power and core flow reductions happened with more than one hour between them. In this event, there are several control rods that are inserted affecting the overall reactor power. Even though it is a planned SCRAM (i.e. multiple rods are inserted), it will be referred as a “planned reactor power reduction” when the reactor power is reduced in a little bit more than one hour from steady state. From those rods, there are two control rods that started insertion from fully withdrawn and partial insertion and finished fully inserted around GT/LPRM string 14. Only the effect of those two control rods is relevant to the local power decreases discussed in this example. One of the rods is labeled as “69” and was originally fully withdrawn (notch 48) and the other control rod is labeled as “57” and was deeply inserted, controlling power at notch 12 when the planned reduction started.

Figure 6 presents four hours of LV2 reactor operation starting at 10:00 AM (36000 s). The initial power/flow reduction occurred around 12:00 PM. The insertion of the rods happened at different times, control rod 57 is inserted at 12:11:56 and control rod 69 is inserted at 13:23:42. The power/flow reduction and different control rods insertion mean that there is a decoupling of events that mark a difference with the previous study. That is, the global events such as insertion of control rods or flow reductions are not happening at the same time, allowing time for gamma flux to decay and enabling clear separation of the different (global, i.e. core flow, versus local, i.e. adjacent control insertion) effects.

Figures 7 and 8 present also four hours of the LPRM and GT response, respectively. The two detector signals dynamic response in this window of four hours is remarkable. The effect of GT time constant is not expressed as a delay in the GT signals.

A time window is zoomed in, in Figures 9 and 10 around the moment of the control rod 69 fully insertion (see blue circle in Figure 8). Those figures present a time window of 15 minutes (900 s). The closer look also confirms the close resemblance in dynamic responses. In this event, normalized GT signals stabilize to a lower value than the previous case (SCRAM), 1.2%, with a tighter distribution that do not represent the GT elevation. GT signals represent only reactor decay heat given that the delayed gamma flux ceases to exist in a matter of a few minutes. The different dynamic GT response to this and previous scenario can be used for developing a model for signal deconvolution.

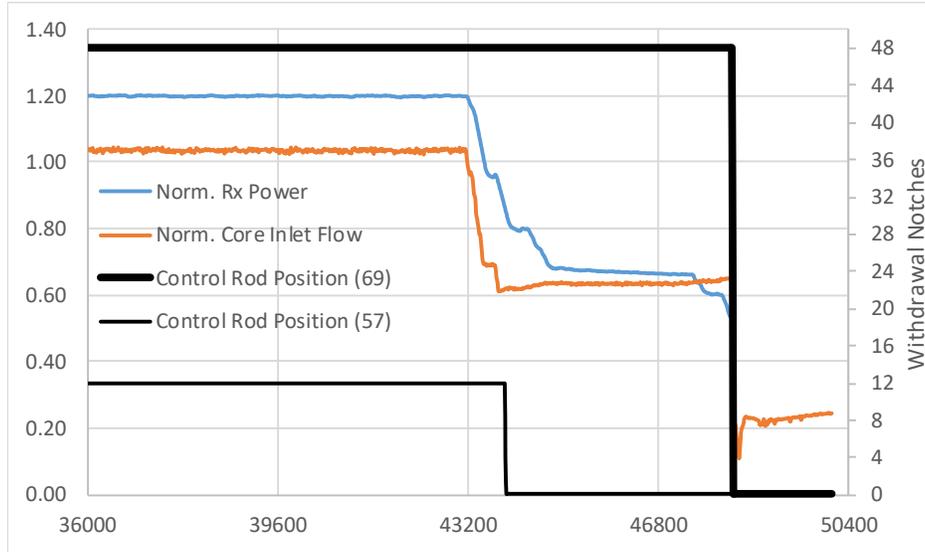


Figure 6. Reactor power and core inlet flow around power reduction

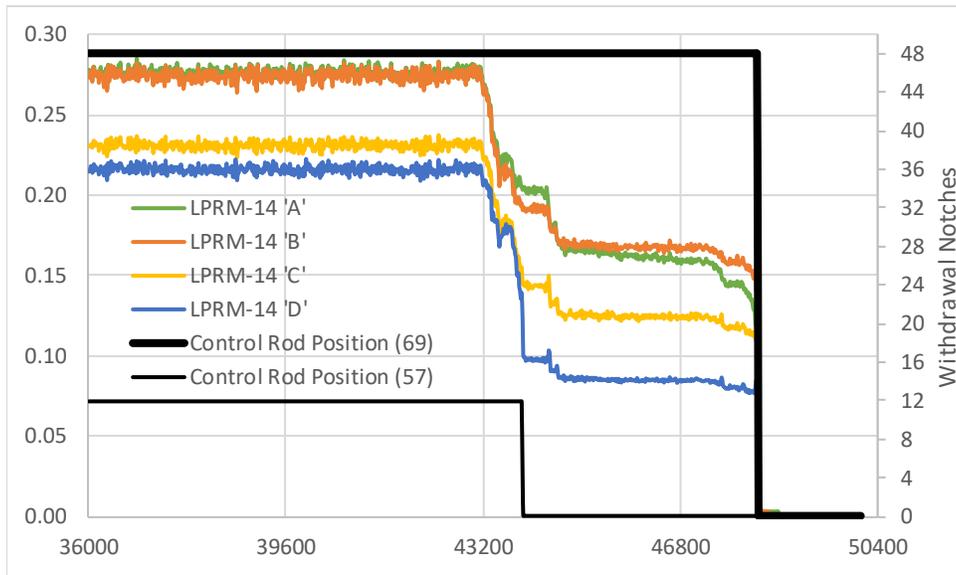


Figure 7. LPRM response to power reduction

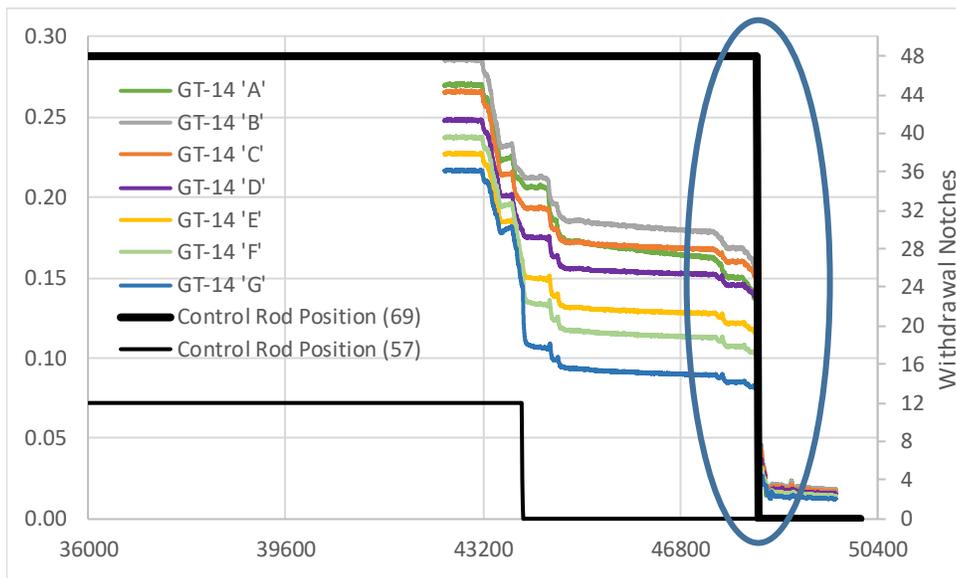


Figure 8. GT response to power reduction

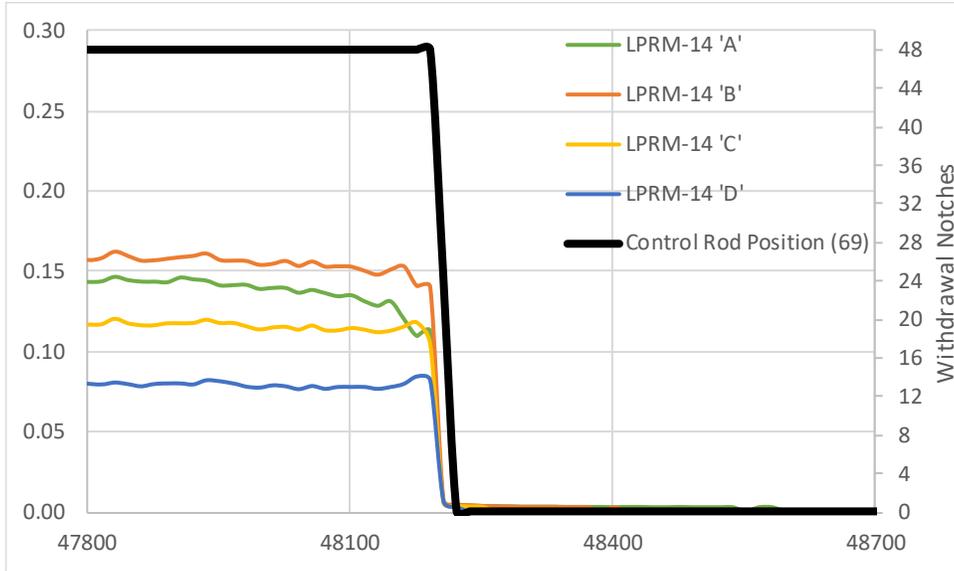


Figure 9. LPRM response to insertion of neighboring control rod

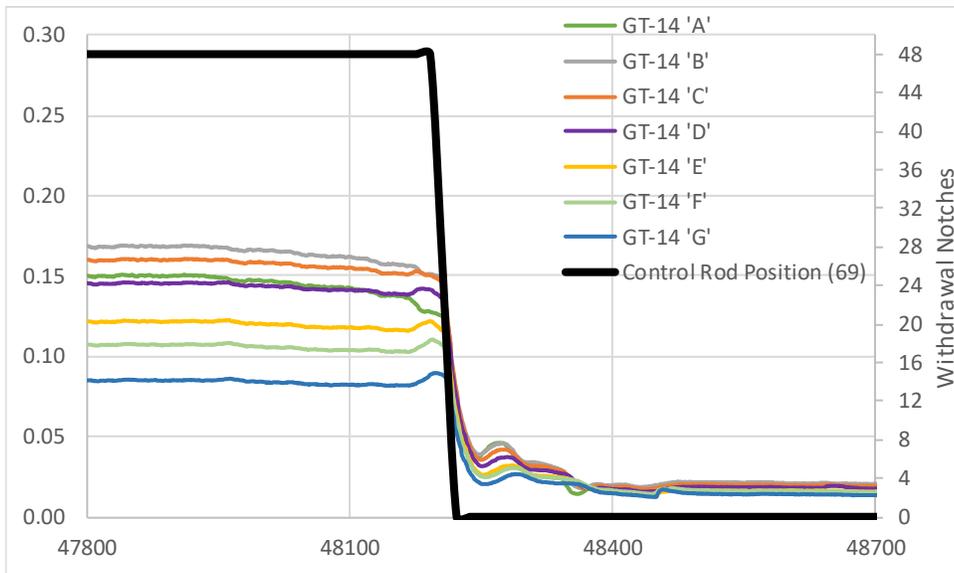


Figure 10. GT response to insertion of neighboring control rod

3.5. Reactor Power Increase

This event is the most important from the reactor safety perspective and was collected from monitoring information generated on November 7, 2016. It involves increases of reactor power and core inlet flow in steps. Reactor power is increased from slightly less than 20% to almost 50% with a normal combination of increases in core flow and withdrawal of control rods. Core inlet flow slowly changes from 37% to 38%, then it has a reduction to 34% followed by a sudden increase to 42%, a reduction to 33% and then finally stabilizing at 54%. This variation is not due to numerical noise; it was due to actual plant operation; the detector signals also jump because of the core inlet flow changes.

As expected for any startup, a concerted withdrawal of control rods occurred as result of the reactor operator actions. There are several control rods that are moved during the period discussed in this section affecting the overall reactor power but only control rod 69 locally affects power at the instrument string 14. This control rod is withdrawn from notch 8, then to notch 12, then to 24, then to fully withdrawn position (notch 48). In this event, core flow increases, and control rod withdrawals happened with periods of minutes or hours so individual detector stimulus can be isolated and better studied.

Figure 11 present more than 3 hours of reactor operation, starting at 3:00 AM (10,800 s) and finishing at 6:36:40 AM. Figures 12 and 13 also present the same time windows for LPRM and GT signals, respectively. Again, the resemblance in the dynamic response of the two instruments is remarkable. The power shape is cosine-type just before the control rod withdrawal and it becomes a strong bottom peak after the maneuver; this can be deducted from the change in relative positions for the four LPRMs as well as for the seven GT sensors. Also, note that the GT delay in response to the stimulus seems to be non-existent. From those figures, two-time segments are chosen to zoom in on the signal responses (see two blue circles in Figure 13). The first one is the core inlet flow change just before to start the stabilization. The second one is the final control rod 69 withdrawal from notch 24 to fully withdrawn. Those time segments are presented in Figures 14 and 15, respectively. The rate of change is used to represent the effect on local power detection in those two figures.

Figure 14 shows the rates of change of the detectors at the bottom of the core, i.e. GT “A” and LPRM “A” in seven minutes of dynamic response. The global core inlet flow decreased and then increased reaching a stable value. Locally, the two detectors sense an increase in power and then a reduction that almost simultaneously happened. There should not be a contradiction with respect to the global neutron thermalization in the core that is represented by the inlet core flow. Local decreases/increases in the moderator density can be compensated with increases/decreases in other regions of the core without affecting the global response: decrease/increase in core inlet flow. The relative change depends also on the type of axial power shape, that is, an initial bottom peaked power shape decreases the bottom relative power when the peaks move upward because of an increase in channel flow. The magnitude and occurrences of the two rates of change is an encouraging result.

Figure 15 also shows seven minutes around the withdrawal of the neighboring control rod 69 that occurred some minutes after the core flow changes. The rate of changes of both instruments located at the bottom of the core (“A” elevation) are presented along with the withdrawal of the rod. In

general, the magnitude of the rate of change for control rod withdrawal is higher than the rate obtained for core inlet flow changes indicating that the control rod movement has a stronger local effect than the change of inlet core flow. In Figure 15, it can be observed that the rate of change of the two detectors also have similar magnitudes and timing for LPRM and GT detectors.

Figure 15 results indicate that both detectors, LPRM and GT, conveniently sense local power spikes when a control rod is withdrawn even before a thermal equilibrium is reached in the instrumentation tube. That is, GT time constant and lack of thermal equilibrium are not required to detect local power increases. This type of transient power behavior is of great value for validation of computer programs that calculate changes in power shapes and water density in fuel bundles or sequential control rod movements that could be both responsible for the second peak in Figure 15.

In terms of safety protection, the configuration of the GT string having several GT sensors axially aligned and concurrently connected, can be used as confirmation that a reactivity has been inserted causing local power spikes.

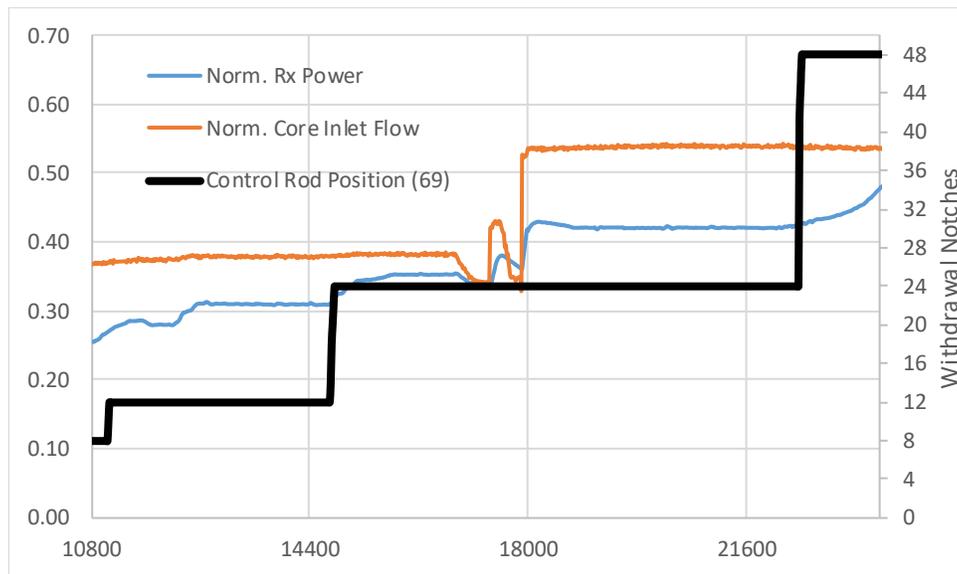


Figure 11. Reactor power and core inlet flow around power increase

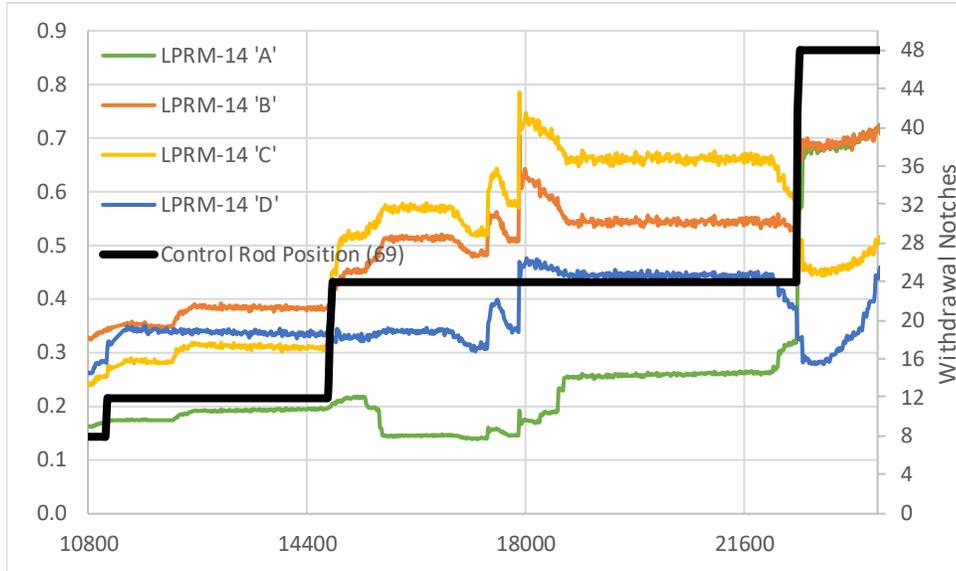


Figure 12. LPRM response to power increase

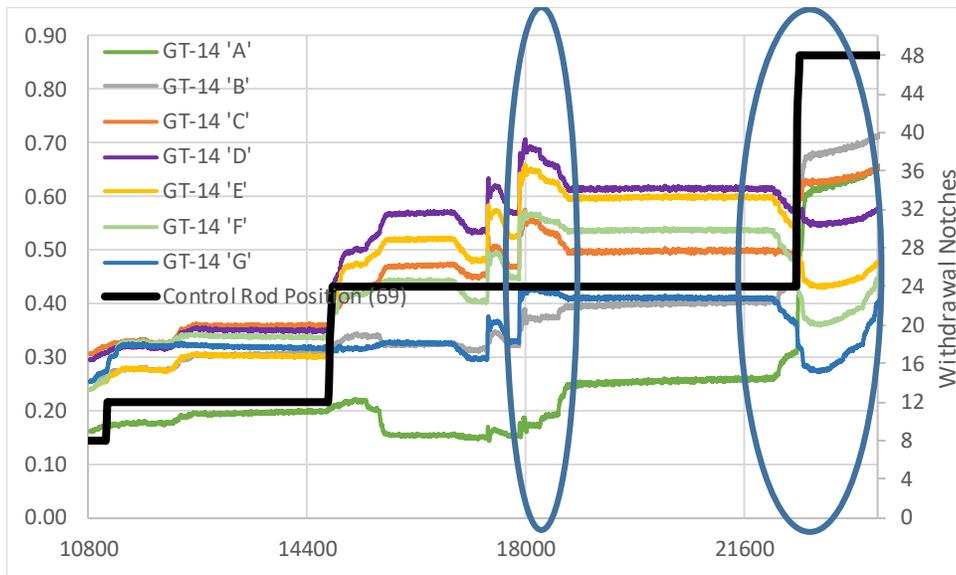


Figure 13. GT response to power increase

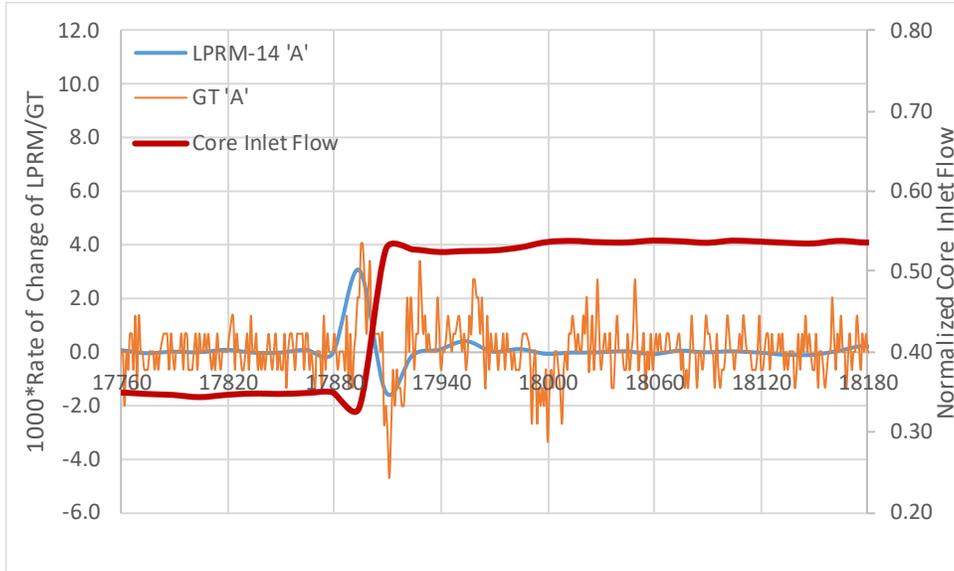


Figure 14. LPRM/GT rates of change to core inlet flow changes

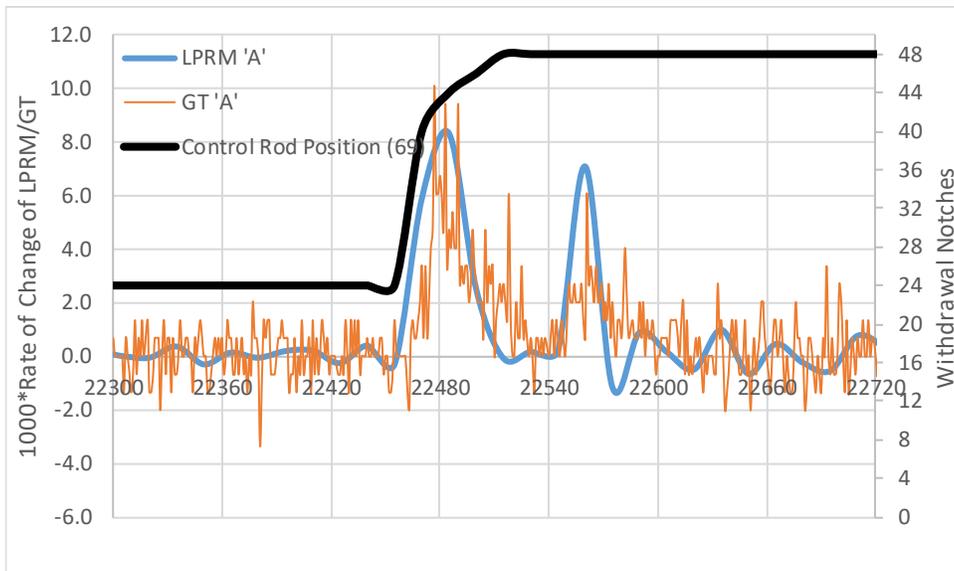


Figure 15. LPRM/GT rates of change to withdrawal of neighboring control rod

4. SUMMARY OF RESULTS

For a quantitative representation of results, Table I lists maxima and minima of rate of change values obtained over sample times of approximately 2-4 hours for the operational events discussed in this paper. The sample population is formed by the instantaneous rate of change (Hertz) as defined by Equation 2 for LPRM and GT detectors that are located at the same elevations; for example, LPRM “A” is at the same elevation as GT “A” whereas LPRM “D” is at the same elevation of GT “G” and so on.

For the first and second event (power decreases), the minima values are of more interest for the analysis. Remarkable close values were found for the planned reactor power decrease. LPRMs show a clearer response during a SCRAM whereas GT rates of change are somewhat slower due to the delayed gamma precursors and sustained by the decay heat.

For the third event (power increase), the maxima values are of more interest in safety considerations. GT rate of change values are as strong as the LPRM rates. Rates for detector located at the center of the core height show higher values for both instruments. The GT rates of change for the standard calibration are added for comparison purposes. The maxima values for calibration are of less magnitude than the values obtained during reactor power increases. The minima values for calibration have the largest magnitude of all results indicating the major impact of two local heat deposition (electrical power from 2 amps and 3 amps) compared to the heat deposition by gammas rays during BWR operation.

In general, the rate of change provides information for characterization of the type of stimulus; the associated sign also indicates the direction of the power change (up or down).

Table I. Rate of Change (Hertz) of LPRM/GT Signals for Calibration and Operational Events

SCRAM Response				
	LPRM-A	LPRM-B	LPRM-C	LPRM-D
MAX	1.06	0.82	0.86	0.50
min	-12.18	-12.11	-10.07	-7.41

	GT-A	GT-C	GT-E	GT-G
MAX	0.53	0.53	0.53	0.40
min	-0.80	-0.80	-0.66	-2.52

Planned Reactor Power Reduction				
	LPRM-A	LPRM-B	LPRM-C	LPRM-D
MAX	1.04	1.05	0.70	0.71
min	-7.06	-8.87	-6.62	-5.05

	GT-A	GT-C	GT-E	GT-G
MAX	0.93	0.66	0.53	1.33
min	-7.17	-8.64	-7.04	-5.05

Reactor Power Increase				
	LPRM-A	LPRM-B	LPRM-C	LPRM-D
MAX	8.32	15.05	14.08	8.74
min	-2.12	-6.44	-4.44	-3.43

	GT-A	GT-C	GT-E	GT-G
MAX	10.10	20.21	28.29	18.86
min	-4.72	-5.39	-4.72	-4.72

Typical GT Calibration				
	GT-A	GT-C	GT-E	GT-G
MAX	8.26	6.80	8.26	8.26
min	-15.58	-12.12	-9.86	-16.65

5. CONCLUSIONS

This phenomenological analysis of detector signals establishes a framework to discuss the relevance of thermal equilibrium in GT detection of power as well as in assumptions made on quasi steady-state simulation of local positive reactivity insertions. Distinction is made in this paper for decreases in nodal power and for power increase due to control rod withdrawals or core flow changes. The GT time constant is important to explain GT signal responses in the absence of fission rate during a reactor shutdown, but the use of ‘rate of change’ calculation appears to adequately compensate for the GT delay to use GT monitoring for faster power changes. The GT time constant is still important to explain GT signal behavior caused by reactor heat decay after shutdown. This paper presents a first comparison with simple statistics that will be used to establish a more robust analysis of power detection that involves gamma flux changes. On the horizon of reactor design, there is a discussion of diversification of GTs for additional core monitoring functions.

The two reactor power shutdown scenarios illustrate the magnitude of the delay of GT detection. The time behavior is less pronounced (slower response) than the LPRM signal response and decreased more slowly for the case of a sudden control rod insertion (SCRAM). However, the GT signals do not die out to “zero values” as do the LPRM signals. Thus, GT signals provide information that can be used to track the reactor heat decay. On the other hand, when the reactor shutdown is planned and maneuvers are separated by minutes or hours, the GT signals were consistent with those from LPRM and reproduced very well the magnitude of the local power decreases.

One of the most important findings occurred during the study of reactor power start-up when the GT signals are strong and almost instantaneous response occur for local power increases produced by control rod withdrawals or core inlet flow increases. The larger number of axial sensors allows detection and confirmation before thermal equilibrium is reached. These two features make the GT detector suitable to qualify as a diverse protection monitoring against inadvertent rod withdrawals and other applications such as confirmation of meeting power maneuvering guidelines during power ascension.

The GT dynamic response also have value for a detailed analysis of local xenon transients; code model validation can use this information to detail pin power increases as a function of time during power ascensions. There could be potential for relaxation on soft-duty guidelines used in today's and future nuclear reactor designs.

ACKNOWLEDGEMENT

This technical paper was prepared with information of CFE and GEH. Professional contributions from CFE engineers and supportive CFE management are both acknowledged.

REFERENCES

1. G. F. Cuevas Vivas, A. Ávila Nolzco, G. Calleros Micheland, “Gamma Thermometer Longevity Test: Laguna Verde 2 Instruments Recent Performance”, Proceedings of the XXIV Annual Conference of the Mexican Nuclear Society, Querétaro, Querétaro México, June 30 – July 3, 2013.
2. G. F. Cuevas Vivas, T. Iwamoto, J. Banfield, G. Calleros Micheland, “Recent Nuclear Technology Advances of GEH and GNF in Partnership with CFE’s Laguna Verde 2”, Proceedings of the XXVI Annual Conference of the Mexican Nuclear Society, Puerto Vallarta, Jalisco, Mexico, July 5-8, 2015.
3. G. F. Cuevas Vivas, J. Banfield, A. Ávila Nolzco, “Thermal Limits Validation of Gamma Thermometer Power Adaption in CFE’s Laguna Verde 2 Reactor Core”, Proceedings of the XXVII Annual Conference of the Mexican Nuclear Society, Villahermosa, Tabasco México, Julio 3-6, 2016.
4. J. P. Waring, R. D. Smith, “Recent Reactor Testing and Experience With Gamma Thermometers”, IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. NS-30, No. 1, February 1983.

Calificación Sísmica–Ambiental de Relevadores Square D Tipo KPD13 para el Período de Renovación de Licencia de una Central Nuclear

Gilberto Jarvio Cervantes y Bertha T. Ruiz Fuentes

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera México Toluca-La Marquesa s/n, Ocoyoacac, Estado de México. C.P. 52750

(phone: 0155 5329-7200, Ext. 16014; fax: 5329-7298

[*gilberto.jarvio@inin.gob.mx*](mailto:gilberto.jarvio@inin.gob.mx)

[*bertha.ruiz@inin.gob.mx*](mailto:bertha.ruiz@inin.gob.mx)

Resumen

En este artículo se presentan las pruebas de calificación sísmica-ambiental desarrolladas para un componente cuya metodología se puede aplicar para aquellos equipos y componentes Clase 1E ubicados en ambiente suave y sobre todo a aquellos se encuentran en ambiente severo, a los cuales no se les puede aplicar un TLAA (Time Limited Aging Analyses) por no tener una vida calificada mayor o igual a 40 años. Al respecto, el ININ llevó a cabo un proceso de Calificación Sísmica-Ambiental aplicado a 4 especímenes de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 provenientes de la CLV, para determinar una extensión de vida de servicio de 10 años adicionales a su actual vida instalada en la lógica de control de los Generadores Diésel de la Central Laguna Verde. La calificación se llevó a cabo por prueba, de acuerdo con las normas IEEE Std 323-1974 e IEEE Std 344-1975, para ambiente suave. La calificación ambiental fue realizada en las instalaciones del Laboratorio de Calificación de Equipo en el Centro Nuclear y la calificación sísmica se efectuó en la Mesa Vibradora de la UNAM. La evaluación de los resultados de las inspecciones visuales y de las pruebas de funcionamiento, indican que los especímenes ensayados, cumplieron satisfactoriamente con los criterios de aceptación establecidos por la CLV, por lo que se puede establecer una extensión de vida de servicio de 10 años adicionales para los Relevadores Marca Square D Tipo KPD13 y soportarán una condición de accidente de tipo OBE y SSE según especificación de la CLV. Los especímenes cumplieron el criterio de aceptación de no presentar “Chattering” mayor a 2 ms, durante la prueba sísmica.

1. INTRODUCCIÓN

La Central Laguna Verde (CLV) solicitó al Departamento de Calificación y Verificación de la Calidad de Equipos del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), la Calificación Sísmica-Ambiental de los Relevadores de Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, que se encuentran instalados en la lógica de control de la CLV U1 & U2, para verificar una extensión de vida adicional de 10 años. En este artículo se presentan específicamente los resultados de las pruebas de calificación sísmica realizadas por el ININ. Este proceso se llevó a cabo empleando 4 especímenes provenientes de la CLV U1, con una vida instalada de 25 años y fueron sometidos a una secuencia de pruebas de Calificación Sísmica-Ambiental, de acuerdo con

los lineamientos establecidos en las normas IEEE Std 323-1974 e IEEE Std 344-1975 [1], [2], para ambiente suave y Categoría Sísmica I, que para efectos de este artículo corresponde a una extensión de vida de servicio. Los especímenes, Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, cumplieron con los requerimientos de operación especificados por la CLV, para una extensión de vida de 5 y 10 años adicionales, a la vida de servicio de 25 años que acumularon previamente instalados en la CLV.

Estas pruebas de calificación sísmica-ambiental se puede aplicar para aquellos equipos y componentes Clase 1E ubicados en ambiente suave y sobre todo a aquellos que se encuentran en ambiente severo y no se les puede aplicar un TLAA (Time Limited Aging Analyses) por no tener una vida calificada mayor o igual a 40 años, de acuerdo con los requisitos del 10 CFR 54. Es decir, para aquellos equipos Clase 1E cuya vida calificada (ambiente severo) o de servicio (útil) (ambiente suave), que no se les puede aplicar un TLAA, se puede extender su vida para evitar su reemplazo al término de esta y de esta forma seguir operando en el programa de Renovación de Licencia de una Central Nuclear.

2. DESCRIPCIÓN DE LOS ESPECÍMENES

Los especímenes de prueba, fueron 4 Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, enchufables (plug-in) con un arreglo de contactos 3PDT, las características eléctricas nominales de los contactos son: 10A continuos, make/break 50 VA (0.4A) @ 125VCD. Todo el conjunto se encuentra encapsulado en una cubierta transparente y montado sobre una tablilla de conexiones tipo socket marca Curtis modelo RS-11, la cual se sujeta a su vez sobre un riel de montaje.

3. DESARROLLO DE LAS PRUEBAS DE CALIFICACIÓN AMBIENTAL

3.1. Desarrollo de las Pruebas de Envejecimiento: Envejecimiento Térmico

El Envejecimiento Térmico Acelerado se desarrolló empleando el modelo de envejecimiento de Arrhenius.

Escriba claramente las fórmulas matemáticas para evitar confusiones. Las ecuaciones deben estar centradas y numeradas en secuencia con su numeración a la extrema derecha de ellas dejando un espacio antes y otro después de ella.

$$t_{aGD} = t_s \left\{ C_1 \left[\text{Exp} \left[-\frac{E_a}{K_B} \left(\frac{1}{T_{s \text{ Diesel encendido} + AC} - \frac{1}{T_a}} \right) \right] \right] + C_2 \left[\text{Exp} \left[-\frac{E_a}{K_B} \left(\frac{1}{T_{s \text{ Diesel apagado} + AC} - \frac{1}{T_a}} \right) \right] \right] \right\} \quad (1)$$

Este modelo se aplicó con las siguientes condiciones:

Dónde:

- t_s Vida Calificada.
- t_a Tiempo de envejecimiento térmico acelerado (h).
- t_{aGD} Tiempo de envejecimiento térmico acelerado (h), considerando

- condiciones de operación en el Edificio de Generadores Diésel.
- E_a Energía de Activación (eV); 1.1
- K_B Constante de Boltzmann (8.617×10^{-5} eV/°K)
- T_a Temperatura de envejecimiento térmico acelerado (°K): 100 °C
- T_s Temperatura de Servicio en Edificio del Generador Diesel (EGD) cuando el GD opera: (encendido) 48.8°C por especificación.
- T_s Temperatura de Servicio en Edificio DA. GD cuando el GD no opera: (apagado) 40°C por especificación.
- A_c Auto calentamiento
- C_1 2.5% para 5 y 10 años con GD operando.
- C_2 97.5% para 5 y 10 años con GD en paro.

Adicionalmente, para la aplicación en el cálculo del envejecimiento térmico se tomó un autocalentamiento máximo de 13.2°C. El cual fue obtenido mediante un estudio termográfico del espécimen de prueba en operación. La termografía que se utilizó como referencia se presenta en la Fig. 1. Los puntos considerados como referencia son Sp1 y Sp2 entre los cuales hay una diferencia de 13.2°C, a partir de lo cual se estableció una Temperatura de Autocalentamiento de 13.2°C.



Figura 1. Termografía del relevador marca Square D tipo KPD13.

3.2. Desarrollo de la Prueba de Envejecimiento Mecánico-Eléctrico

El envejecimiento mecánico-eléctrico se desarrolló con los parámetros de envejecimiento establecidos en la Tabla I [3], [4].

Tabla I. Parámetros de envejecimiento mecánico-eléctrico de relevadores marca Square D tipo KPD13

Grupo	Años	Ciclos	V-bobina (VDC)	V-contacto (VDC) Resistivo	I-contacto (A) Resistivo
1	5	1000	134	125	0.4
2	10	2000	134	125	0.4

3.3. Desarrollo de la Prueba de Envejecimiento por Exposición a la Radiación

Los 4 especímenes se irradiaron con una fuente de Cobalto- 60, para simular la dosis de servicio normal recibida durante 5 y 10 años de vida, más un 10% como margen de prueba, a fin de absorber incertidumbres debidas a la distribución de la dosis en el Irradiador, a una distancia de la fuente en donde se tuviera una dosis promedio de 0.2 Mrad (en aire) con una rapidez de dosis menor a 1×10^6 rad/h (1 Mrad/h), según establece la norma IEEE Std 323-1974.

4. DESARROLLO DE LA PRUEBA DE CALIFICACIÓN SÍSMICA

Los principales criterios de aceptación de los trabajos están relacionados con el grado de originalidad, la aplicación, la presentación y el desarrollo del tema. Se espera que el trabajo aporte un valor agregado al simple estado de la práctica, ya sea producto de una investigación, de una innovación tecnológica, de un desarrollo de ingeniería, etc. y que sea novedoso o relevante para el área nuclear. Los trabajos de divulgación serán aceptados siempre y cuando sean considerados de actualidad y de interés para la comunidad nuclear.

4.1. Montaje de los Especímenes y Orientación

La prueba de Calificación Sísmica de los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, se desarrolló en la Mesa Sísmica del Instituto de Ingeniería de la UNAM, de acuerdo con los lineamientos de la norma IEEE Std 344-1975 y con la secuencia de pruebas de la IEEE Std 323-1974.

Se realizaron pruebas para monitorear el “Chattering” y estado de contactos de los especímenes de prueba durante 3 Safety Shutdown Earthquake (SSE). El movimiento sísmico a reproducir se obtuvo a través de la generación de Historias Sintéticas (datos de aceleración), las cuales están en función de los Espectros de Respuesta Requerido (RRS) y específicamente del Espectro de Respuesta en el Equipo (In-Equipment Response Spectra (IERS)) establecidos en la especificación de la CLV U1 & U2.

Para este proceso de calificación sísmica, las pruebas se realizaron empleando una placa metálica calibre 10, montada en un soporte sobre la que se instalaron a través de un riel DIN TR2 los 4 especímenes, envejecidos previamente a 5 y 10 años.

Los especímenes fueron instalados sobre una tablilla de conexiones tipo socket marca Curtis modelo RS11, y ésta a su vez, sobre un riel DIN TR2, el cual fue atornillado a una placa metálica mediante tornillos 3/16 y arandelas planas, acoplada mecánicamente por medio de tornillos a un soporte. Se colocó un resorte de sujeción para fijar cada relevador a su tablilla de conexiones.

Este ensamble de acero con estructuras de montaje fue diseñado para que pudiera ser atornillado a la Mesa Sísmica Biaxial de la UNAM. El diseño y fabricación del soporte estuvo a cargo del ININ y es rígido en el sentido de que no presentó resonancias en el intervalo de frecuencias de interés para efectos de la calificación sísmica.

Todo el conjunto (Soporte de acero- placa metálica -riel DIN TR2 con los 4 relevadores), fue colocado y fijado (atornillado) a la superficie de la Mesa Sísmica de la UNAM, sobre la parte central de la misma (Figuras 2 y 3).



Figura 2. Instalación de los relevadores marca Square D tipo KPD13, para las pruebas OBE y SSE (dirección Lado-Lado/Vertical).

Se colocaron 3 acelerómetros para la prueba sísmica (Operating Basis Earthquake (OBE) y Safety Shutdown Earthquake (SSE)) en la parte frontal de la placa metálica (Fig. 4), a la altura de la parte central de los especímenes, Estos 3 acelerómetros fueron: 735 (H (LL)), 737 V y 736 (H (FB)). Aunado a esto, se instrumentaron 2 acelerómetros integrados en la Mesa Sísmica el 733 (H (LL)) y el 734 V. La ubicación de los acelerómetros se acordó entre el personal técnico del ININ y de la UNAM.



Figura 3. Instalación de los relevadores marca Square D tipo KPD13, para las pruebas OBE y SSE (dirección Frente-Atrás/Vertical).

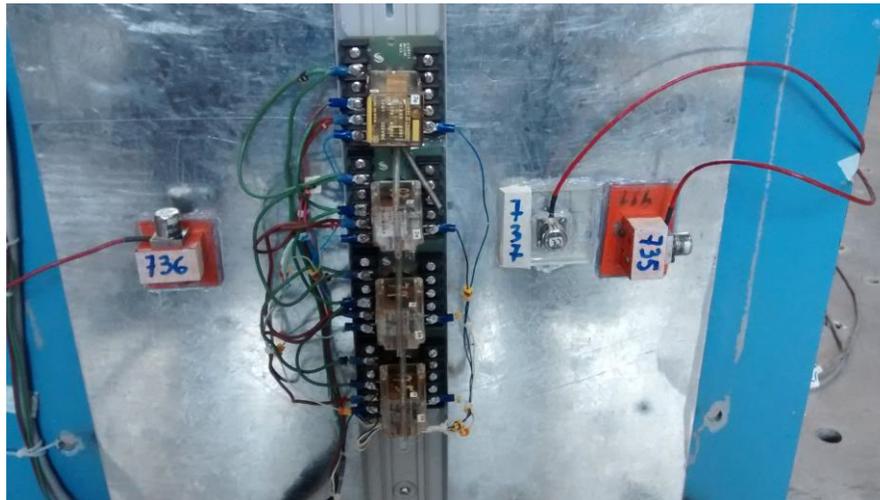


Figura 4. Instalación de los acelerómetros en la placa metálica del soporte que contiene a los relevadores marca Square D tipo KPD13 durante las pruebas OBE y SSE (direcciones Lado-Lado/Vertical y Frente-Atrás/Vertical).

Se simuló en lo posible, la configuración del montaje y operación de los especímenes, tal y como se encuentran instalados en los Paneles de Control de los Generadores Diésel de la CLV U1 & U2.

La colocación de los especímenes en la Mesa Sísmica, fue tal que coincidieron sus orientaciones designadas como Lado a Lado” (dimensión horizontal mayor de los Paneles de Control) y

“Frente a Atrás” (dimensión horizontal corta de los Paneles de Control), tal y como está el equipo montado en la planta, coincidiendo con los movimientos programados en esas direcciones de la Mesa Sísmica de la UNAM.

4.2. Simulación Sísmica de OBE y SSE Especificados por la CLV

A continuación, se indican las condiciones a las que fueron sometidos, los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, durante la simulación sísmica [5].

El ININ proporcionó al personal técnico de la Mesa Sísmica, las historias sintéticas (datos de aceleración en función del tiempo) con duración de 30 segundos para cada movimiento sísmico, a cada 5 milisegundos (6000 datos), una para la dirección de prueba “Lado a Lado”, “Frente a Atrás” y una más para su correspondiente Vertical, todas ellas para el nivel de sismo OBE. También se proporcionaron historias similares para el nivel de sismo SSE, esto es 6 historias sintéticas cuyas características fueron que sus correspondientes Espectros de Respuesta de Prueba (TRS), cubrieran a los Espectros de Respuesta Requeridos (RRS). A continuación, se indican estas combinaciones.

OBE correspondiente a la dirección de movimiento Horizontal-“Lado - Lado” (L-L).

OBE correspondiente a la dirección de movimiento Horizontal-“Frente - Atrás” (F-A).

OBE para la dirección de movimiento Vertical.

SSE correspondiente a la dirección de movimiento Horizontal “Frente - Atrás” (F-A).

SSE correspondiente a la dirección de movimiento Horizontal “Lado - Lado” (L-L).

SSE para la dirección de movimiento Vertical.

En función de lo anterior, y dentro de los límites de la Mesa Sísmica, los especímenes fueron sometidos a 16 movimientos biaxiales independientes durante 30 segundos de duración cada uno. Las historias sintéticas generaron movimientos de frecuencia múltiple con un intervalo de frecuencia de 0.5 Hz a 40 Hz que, una vez compensada la respuesta mecánica de la Mesa Sísmica, generaron Espectros de Respuesta de Prueba (TRS) que involucraron a los Espectros de Respuesta Requeridos (IERS en este caso). El movimiento resultante de la Mesa fue analizado por un analizador de espectro al 2% de amortiguamiento para el OBE y al 3% de amortiguamiento para el SSE. El TRS, fue graficado en el rango de frecuencia de interés.

La secuencia de los ensayos consistió en aplicar 5 movimientos Horizontal/Vertical para el evento OBE, correspondientes a la dirección Lado-Lado, posteriormente el soporte con los especímenes se giró 90° y se aplicaron 5 movimientos horizontal/vertical para el evento OBE, correspondientes a la dirección Frente-Atrás. Seguidamente se aplicaron 3 movimientos horizontal/vertical para el evento SSE correspondiente a la dirección Frente-Atrás. El soporte con los especímenes se giró 90° sobre la mesa para finalmente aplicarle 3 movimientos Horizontal/Vertical para el evento SSE correspondiente a la dirección Lado a Lado.

Durante los 3 SSE se probaron los parámetros de funcionalidad de los especímenes, por lo que se dieron los tiempos apropiados entre ensayos para realizar lo conducente, tomar registros, fotografías, etc.

El número total de movimientos para, OBE y SSE fue de 16 (10 para OBE y 6 para SSE). Durante cada prueba, el personal técnico de la Mesa Sísmica de la UNAM grabó las aceleraciones provenientes de los acelerómetros de control (horizontal y vertical), es decir, aquellos montados sobre la Mesa Sísmica, cercanos a la base del soporte, así como las señales provenientes de acelerómetros montados directamente a la altura de los especímenes. El responsable de la Mesa Sísmica de la UNAM, proporcionó los archivos con las mediciones obtenidas, generó y entregó los Espectros de Respuesta de Prueba y los comparó con los RRS especificados por la CLV y amplificados en 10%.

5. RESULTADO DE LAS PRUEBAS DE CALIFICACIÓN SÍSMICA

5.1. Resultado de las Pruebas de frecuencia Múltiple

Durante la prueba de calificación sísmica, los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, operaron en forma satisfactoria manteniendo su integridad eléctrica y estructural, durante cada uno de los movimientos sísmicos realizados y cubriendo los Espectros de Respuesta Requeridos (IERS) por la CLV.

En la Tabla II se muestran cada uno de los movimientos sísmicos que se llevaron a cabo [6].

Tabla II. Descripción de los movimientos de la prueba de los relevadores marca Square D tipo KPD13 de Schneider Electric de la CLV U1

No. de Prueba	Tipo de Prueba	Ejes	Nivel Nominal	RRS (IERS)
1	FM	LL/V	OBE	CLV U1 & U2
2	FM	LL/V	OBE	CLV U1 & U2
3	FM	LL/V	OBE	CLV U1 & U2
4	FM	LL/V	OBE	CLV U1 & U2
5	FM	LL/V	OBE	CLV U1 & U2
6	FM	FA/V	OBE	CLV U1 & U2
7	FM	FA/V	OBE	CLV U1 & U2
8	FM	FA/V	OBE	CLV U1 & U2
9	FM	FA/V	OBE	CLV U1 & U2
10	FM	FA/V	OBE	CLV U1 & U2
11	FM	FA/V	SSE	CLV U1 & U2
12	FM	FA/V	SSE	CLV U1 & U2
13	FM	FA/V	SSE	CLV U1 & U2
14	FM	LL/V	SSE	CLV U1 & U2
15	FM	LL/V	SSE	CLV U1 & U2
16	FM	LL/V	SSE	CLV U1 & U2

En las Figuras 5 a 7 se incluyen las gráficas correspondientes a los TRS del OBE 1, direcciones Lado-Lado, Vertical y Frente-Atrás de los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, y corresponden a los acelerómetros con la siguiente identificación:

Acelerómetro No. 735 para los movimientos horizontales Lado - Lado.

Acelerómetro No. 736 para los movimientos horizontales Frente - Atrás.

Acelerómetro No. 737 para los movimientos Verticales.

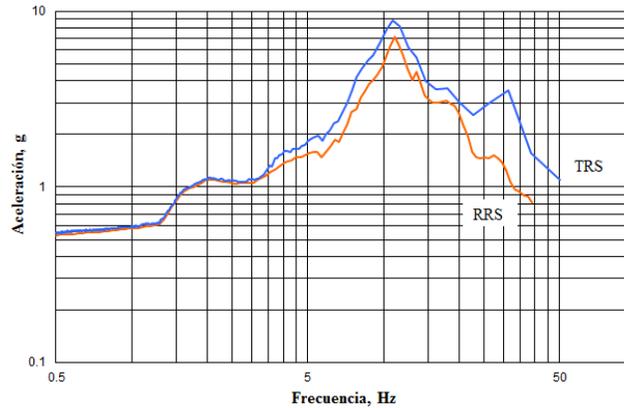


Figura 5. Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), OBE 1 (Dirección Lado-lado)

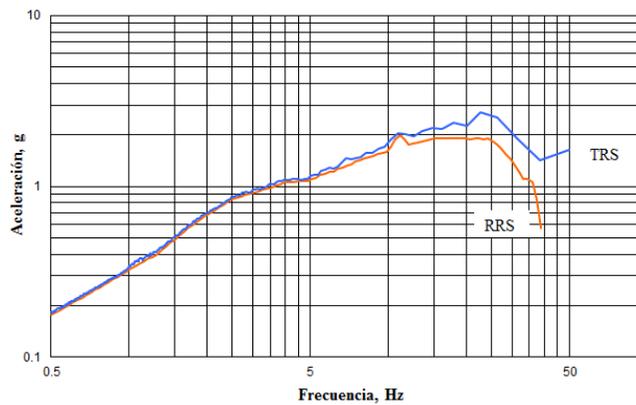


Figura 6. Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), OBE 1 (Dirección Vertical)

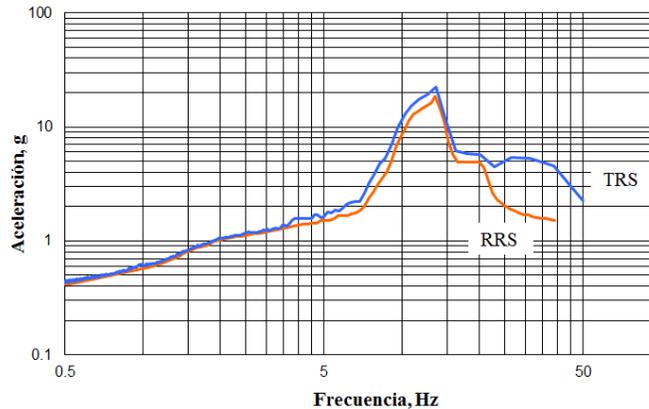


Fig. 7 Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), OBE 1 (Dirección Frente-Atrás)

Para el caso SSE, en las Figuras 8 a 10 se incluyen las gráficas correspondientes a los TRS del SSE 1, direcciones Lado-Lado, Vertical y Frente-Atrás de los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de Schneider Electric, y corresponden a los acelerómetros identificados anteriormente.

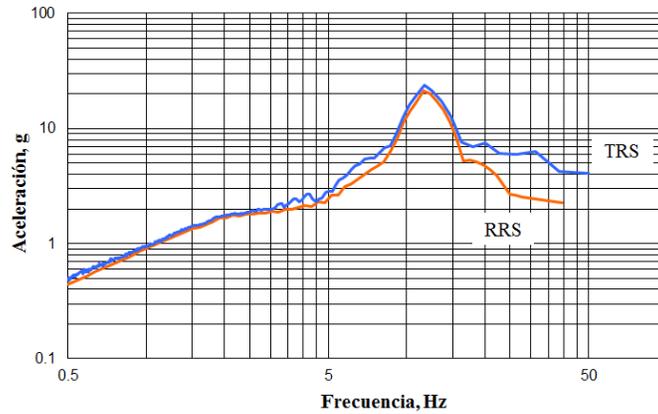


Figura 8. Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), SSE 1 (Dirección Frente-Atrás)

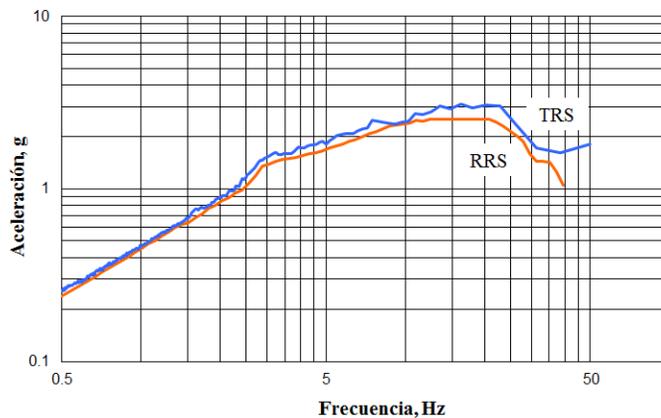


Fig. 9 Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), SSE 1 (Dirección Vertical)

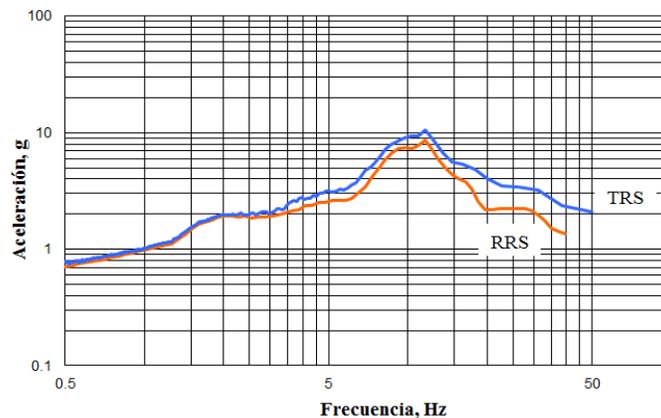


Fig. 10 Espectro de Respuesta de Prueba (TRS) y el Espectro de Respuesta Requerido (IERS), SSE 1 (Dirección Lado-Lado)

5.2. Resultado de las Pruebas de Funcionamiento de los Relevadores Durante la Prueba Sísmica

Durante la totalidad de los movimientos sísmicos realizados, los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13, funcionaron adecuadamente y su desempeño estuvo de acuerdo a lo especificado, es decir, no se presentó “Chattering”, se realizó el cambio de contactos, manteniéndose satisfactoriamente el cambio de estado.

Los registros de las gráficas de salida del monitoreo de “Chattering” y estado de contactos de la respuesta instrumentada en los especímenes, que se generaron durante el SSE se muestran en las Figuras 11 a la 14.

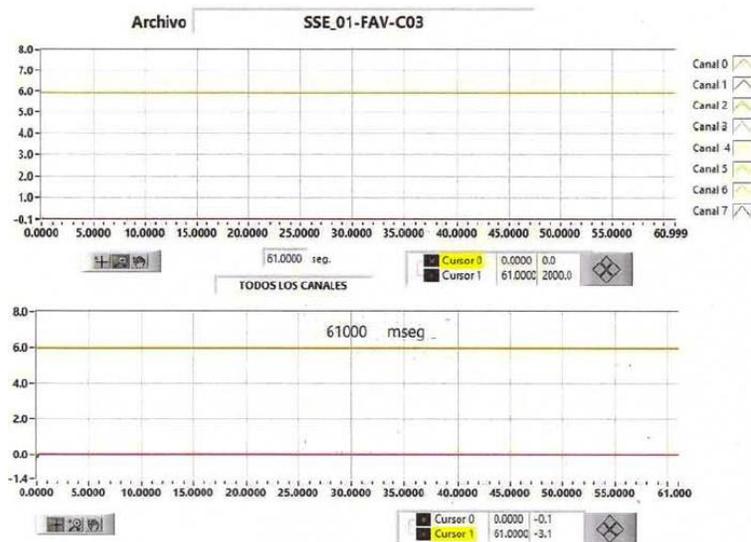


Figura 11. Gráficas de Chattering durante SSE 1 (Dirección F-A/V, especímenes LCA.RBSD-01.01 y 02/16)

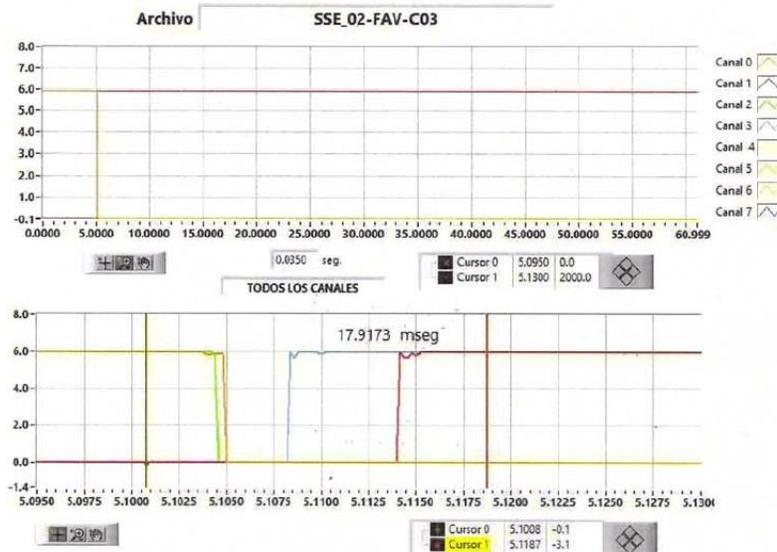


Figura 12. Gráficas de Chattering durante SSE 2 (Dirección F-A/V, especímenes LCA.RBSD-01.01 y 02/16). La Grafica Inferior Muestra el Cambio de Estado.

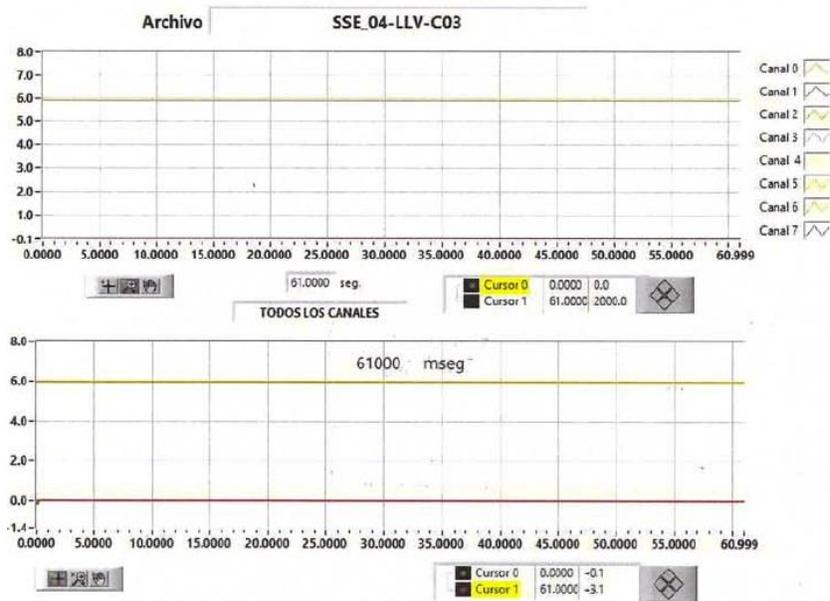


Figura 13. Gráficas de Chattering durante SSE 4 (Dirección L-L/V, especímenes LCA.RBSD-01.01 y 02/16)



Figura 14. Gráficas de Chattering Durante SSE 5 (Dirección L-L/V, especímenes LCA.RBSD-01.01 y 02/16). La Grafica Inferior Muestra el Cambio de Estado.

Los Resultados del monitoreo de “Chattering” y cambio de contactos se muestra en la Tabla III.

Tabla II. Resultados de monitores de Chattering y de contactos durante la prueba de calificación sísmica de los relevadores marca Square D tipo KPD13 de la CLV U1&U2

No. de SSE	Estado Funcional	Contactos a Monitorear	Carga Resistiva y Fuente de VCD	Cumplimiento con el Criterio de Aceptación Funcional
1	Bobina del Relevador Des-energizada	1 contacto NO 1 contacto NC	25 mA y 6VCD	No se presentó "Chattering"
2	Bobina del Relevador Energizada a 100VDC	1 contacto NO 1 contacto NC	25 mA y 6VCD	No se presentó "Chattering"
3	Transición del Relevador de Des-energizado a Energizado a 100 VCD, después de los 15 seg	1 contacto NO 1 contacto NC	25 mA y 6VCD	Cambio de Contactos y se mantuvieron en este estado

En función de los resultados de la Tabla III, podemos decir que se cumplieron los criterios de aceptación, como se describe a continuación:

En todos los OBE y SSE se mantuvo la Integridad Estructural y Eléctrica.

En todos los OBE y SSE el TRS envolvió a los RRS (IERS) con un 10% de margen desde 0.5 a 40 Hz.

En los SSE No.1 y 2 no se presentó "Chattering".

En el SSE No.3 se presentó el cambio de contactos y se mantuvo en ese estado.

6. EVALUACIÓN DE LA PRUEBA DE CALIFICACIÓN SÍSMICA

Los Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13, operaron de manera adecuada durante los movimientos sísmicos aplicados. No se identificó cambios de estado de los relevadores que pudieran poner en riesgo su funcionamiento [6].

Los relevadores se mantuvieron funcionando en forma satisfactoria durante y hasta el término de los movimientos sísmicos SSE. No se presentó "Chattering" durante los movimientos SSE No.1 y No2 y se realizó el cambio de contactos manteniéndose en ese estado durante el sismo SSE No.3.

Los especímenes mantuvieron su integridad estructural, eléctrica y funcional durante cada uno de los movimientos sísmicos a los que fueron sometidos, cubriendo perfectamente los Espectros de Respuesta Requeridos por el Anexo 1B de la EQ-001 Rev.1 de la CLV U1 & U2.

Los Espectros de Respuesta de Prueba (TRS) para los OBE y SSE obtenidos de las pruebas en la Mesa Sísmica de la UNAM, fueron ejecutados en forma satisfactoria y envuelven a los espectros RRS (IERS) + 10% especificados por la CLV U1 & U2, baste decir que para el caso:

SSE 1 (Frente-Atrás): las aceleraciones espectrales pico obtenidas fueron de aproximadamente 23.85 g a los 11.67 Hz y de 7.56 g a los 20.05 Hz y de aproximadamente 3.1 g a los 16.18 Hz y de 1.62 g a los 38.50 Hz en la dirección Vertical. Para los SSE No.2 y 3 se presentan aceleraciones espectrales pico similar.

SSE 1 (Lado-Lado), las aceleraciones espectrales pico obtenidas fueron de aproximadamente 10.66 g a los 11.67 Hz y de 3.22 g a los 31.30 Hz y de aproximadamente 3.17 g a los 20.05 Hz y de 1.50 g a los 38.50 Hz en la dirección Vertical, por lo que se considera aceptable la prueba sísmica para el caso SSE. Para los SSE No.2 y 3 se presentan aceleraciones espectrales pico similar.

OBE 1 (Lado-Lado), las aceleraciones espectrales pico obtenidas fueron de aproximadamente 8.88 g a los 10.90 Hz y de aproximadamente 2.71 g a los 22.78 Hz en la dirección Vertical.

OBE 1 (Frente-Atrás), las aceleraciones espectrales pico obtenidas fueron de aproximadamente 22.43 g a los 13.56 Hz y de aproximadamente 2.72 g a los 22.78 Hz en la dirección Vertical, para el resto de los OBE se presentaron situaciones similares. Se considera, por tanto, aceptable la prueba sísmica para el caso OBE.

Las observaciones y pruebas realizadas a los especímenes durante todos los ensayos sísmicos, indicaron que los especímenes estaban plenamente funcionales y se procedió a continuar con la última etapa del Proceso de Calificación Sísmica-Ambiental.

7. PUEBAS DE CALIFICACIÓN SÍSMICA-AMBIENTAL DURANTE EL PERIODO DE RENOVACIÓN DE LICENCIA DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Las pruebas de calificación sísmica-ambiental resultan ser una metodología apropiada para poder extender la vida calificada o de servicio (útil) de equipos Clase 1E que se encuentran en ambiente severo o suave y que no se les puede aplicar un TLAA de acuerdo con los requisitos del 10 CFR 54. A través de esta metodología se puede obtener ahorros sustanciales durante la adquisición de equipos Clase 1E, evitando el reemplazo innecesario al demostrar mediante este tipo de pruebas que dichos equipos pueden continuar operando sin pérdida de la seguridad y confiabilidad de una Central Nuclear.

8. CONCLUSIONES

Con base en los resultados presentados en este artículo, se concluye lo siguiente.

El ININ llevó a cabo un proceso de Calificación Sísmica-Ambiental aplicado a 4 especímenes de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 provenientes de la CLV, para determinar una extensión de vida de servicio de 10 años adicionales a su actual vida instalada en la planta, considerando que se encuentran instalados en la lógica de control de los Generadores Diésel de la Central Laguna Verde U1&U2.

La calificación se llevó a cabo por prueba, de acuerdo con las normas IEEE 323/74 e IEEE 344/75, para ambiente suave. La calificación ambiental fue realizada en las instalaciones del Laboratorio de Calificación de Equipo en el Centro Nuclear y la calificación sísmica se efectuó en la Mesa Vibradora de la UNAM, con la participación de personal del ININ y de la UNAM.

La evaluación de los resultados de las inspecciones visuales y de las pruebas de funcionamiento documentadas en este Reporte, indican que los especímenes probados, cumplieron satisfactoriamente con los criterios de aceptación establecidos por la CLV, por lo que se puede establecer una extensión de vida de servicio de 10 años adicionales para los Relevadores Marca

Square D Tipo KPD13 y soportarán una condición de accidente de OBE y SSE según especificación de la CLV, para su aplicación en los Generadores Diésel de la Central Laguna Verde U1&U2. Los especímenes cumplieron el criterio de aceptación de no presentar “Chattering” mayor a 2 ms, durante la prueba sísmica [6]-[9].

Por lo tanto, se ha demostrado la Calificación Sísmica-Ambiental de los Relevadores Marca Square D Tipo KPD13, para ejecutar las funciones de seguridad asignadas en condiciones de ambiente suave como equipo Clase 1E y Categoría Sísmico I, para su aplicación en la CLV U1 & U2, para una vida de servicio de 10 años adicionales.

Estas pruebas de calificación sísmica-ambiental se pueden aplicar a equipos Clase 1E ubicados en ambiente suave y severo para extender la vida calificada o de servicio ya sea antes del término de la vida de 40 años de una Central Nuclear o durante el periodo de Renovación de Licencia, a fin de evitar el reemplazo innecesario de equipos y componentes a los cuales se les puede determinar una vida adicional o remanente si pérdida de la seguridad o confiabilidad de la Central, con el consecuente ahorro sustancial al extender la vida de estos componentes.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen el apoyo de los compañeros del ININ, la CLV y la UNAM que trabajaron en el desarrollo de las pruebas de Calificación Ambiental y Sísmica: E. García (QEPD), J. Rodríguez, V. Villasana., C. Fernández, R. Ramírez, F. Salgado, I. Suarez, F. Bucio, T. Rivero, R. Argüelles, R. Ramírez, A. Rojas, J. J. Pech, J. F. Guadarrama y R. Duran.

REFERENCIAS

- [1] IEEE Std 323-1974, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations.
- [2] ANSI/IEEE Std 344-1975, IEEE Recommended Practices for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations.
- [3] V. Villasana., B. Ruiz, “Plan de Pruebas de Calificación Ambiental para Extensión de Vida de Servicio de 10 Años de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de la CLV U1 y U2”. PL.PB.CV/CLV-01.01/16.
- [4] C. Fernández, R. Ramírez, “Pruebas de Funcionamiento de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13”. P.CV (LCA) -42.
- [5] G. Jarvio, “Plan de Pruebas de Calificación Sísmica para Extensión de Vida de Servicio de 10 Años de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de la CLV U1 y U2”. PL.PB.CV/CLV-01.02/16.
- [6] V. Villasana., G. Jarvio, B. Ruiz, “Reporte de Pruebas de Calificación Sísmica-Ambiental para Extensión de Vida de Servicio de 10 Años de Relevadores Marca SQUARE D Tipo KPD13 de la CLV U1 & U2”. IF.CV/CLV-01/16.
- [7] IEEE Std C37.105-2010, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Protective Relays and Auxiliaries for Nuclear Power Generating Stations.
- [8] IEEE Std C37.98-2013, IEEE Standard for Seismic Qualification Testing of Protective Relays and Auxiliaries for Nuclear Facilities.
- [9] IEEE Std 501-1978, IEEE Standard Seismic Testing of Relays.

Regulación Nuclear Nacional: Contexto actual y su importancia

Etel Maya Flores

*Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
Dr. Jose María Barragán N. 779, Col. Narvarte, 03020 México, D.F.*

etel.maya@cnsns.gob.mx

Resumen

La regulación en el ámbito nuclear y radiactivo es una prioridad para la industria nuclear nacional, debido principalmente a la relación directa que guarda, tanto para garantizar el funcionamiento seguro y eficiente de las instalaciones nucleares, como para evitar riesgos radiológicos para las personas y el medio ambiente. En este sentido, son de reconocerse los esfuerzos realizados hasta el momento para lograr que el país cuente con un marco regulador en la materia. Sin embargo, y pese a ello, el desarrollo técnico en la industria nuclear internacional, incluyendo la regulación en la materia, ha alcanzado un mayor crecimiento en comparación con México, remarcando de esta manera, la desproporción existente al respecto. Como ejemplo de ello, citamos el hecho de que actualmente, los marcos jurídicos reguladores para las diferentes instalaciones nucleares nacionales están basados principalmente en regulación nuclear internacional, dependiendo entonces de esta última para regir actividades relacionadas con esta importante industria estratégica para el país. En adición a lo anterior, y atendiendo a la característica evolutiva del derecho, es decir, su paridad con la realidad social; así como al interés mostrado en tiempos recientes por el Estado Mexicano en el incremento de la producción energética a través de medios nucleares, es que, se hace patente la necesidad de consolidar y robustecer la estructura reguladora nacional en materia nuclear vigente, mediante ordenamientos legales nacionales que eviten incertidumbre jurídica en cuanto a la debida fundamentación y motivación en los actos de autoridad y, por el contrario, brinden mayor certeza jurídica a los regulados, asegurando un absoluto estado de derecho. Por lo tanto, este artículo, sin pretender ser exhaustivo en el tema, brinda un panorama general respecto al ordenamiento normativo jurídico nuclear, también llamado marco regulador nuclear (MRN), existente en nuestro país, así como el determinado para cada instalación nuclear en México. Refiriendo posteriormente la importancia de desarrollar un ordenamiento jurídico nuclear nacional, así como el proceso de su actualización y/o del desarrollo de la normativa en materia nuclear llevado a cabo por parte del órgano regulador, encargado de velar, por la seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias del uso pacífico de la energía nuclear para proteger la salud de la población y el ambiente a través, entre otras cosas, de la creación de regulación jurídica en la materia. Finalmente, se resalta una propuesta de normativa importante, realizada por el órgano regulador a este respecto: el anteproyecto de reglamento de instalaciones nucleares nacionales, el cual actualmente se encuentra en proceso de revisión, considerándose fundamental en el avance hacia la obtención de un ordenamiento jurídico nacional fundamentado y motivado, que garantice el funcionamiento y desarrollo eficiente de la industria nuclear nacional, brindando plena autonomía, certeza y seguridad jurídica en la materia.

1. INTRODUCCIÓN

El término regulación según la Comisión Nacional de Mejora Regulatoria (CONAMER), hace referencia a las reglas que emite el Estado con el fin de normar las actividades económicas y sociales de los particulares. Mediante estas reglas se pretende garantizar el funcionamiento eficiente de los mercados, generar certeza jurídica, garantizar derechos de propiedad, evitar daños inminentes o bien atenuar o eliminar daños existentes a la salud o bienestar de la población, a la salud animal y vegetal, al medio ambiente, a los recursos naturales o a la economía. Por ello, las regulaciones son las reglas o normas emitidas por el gobierno o por quienes ellos designen para garantizar beneficios sociales. En este sentido, existen tres tipos de regulación gubernamental, siendo una de ellas la regulación administrativa, mediante la cual se organiza el funcionamiento de la propia administración pública para proveer servicios y bienes públicos [1].

En este sentido, y en lo que respecta a la regulación en materia nuclear, contar con un orden normativo jurídico nacional que contenga las normas de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias, especialmente en la producción de energía eléctrica, brindando con ello desarrollo y progreso económico y social, ha sido uno de los objetivos del gobierno federal desde los inicios del desarrollo de este tipo de energía en México. Es así que, el fortalecimiento de la regulación para esta importante industria, ha estado a cargo de una comisión, la cual ha ido evolucionado a través del tiempo, nombrada inicialmente y de manera general como comisión Atómica y posteriormente comisión Nuclear [2].

Sin embargo y a pesar de los esfuerzos realizados hasta el momento en la integración del marco regulador nacional en materia nuclear, aún son detectables oportunidades de mejora, las cuales abren la puerta hacia futuros desarrollos en la materia, con el objetivo permanente de garantizar la seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias del uso pacífico de la energía nuclear para proteger la salud de la población y el ambiente, durante la vida útil de las instalaciones nucleares existentes. Anclando además las bases para futuros proyectos tecnológicos nucleares, a fin de satisfacer las crecientes necesidades de energía eléctrica, las cuales van en aumento a la par del crecimiento demográfico y del rápido avance tecnológico en la materia, requiriendo para ello un sólido marco gubernamental, jurídico y regulador para la industria nuclear nacional.

Por lo que dentro de los objetivos de este trabajo, además de mencionar brevemente la creación del actual Órgano Regulador Nacional en materia nuclear, así como algunas de sus atribuciones, en este caso, de manera particular respecto a su facultad de proponer, revisar, evaluar y emitir normativa nacional en la materia, se presenta una recopilación general, como es descrito en el título de artículo, del contexto, estado o situación actual de la regulación nacional en materia nuclear en México, a más de 50 años de la primera propuesta para impulsar la energía nucleoelectrónica en nuestro país; presentando, tanto el estado que guarda el ordenamiento normativo general jurídico nuclear, así como dando a conocer el correspondiente para cada instalación nuclear mexicana en específico. Adicionalmente, se hace mención de la importancia de desarrollar un marco regulador en materia nuclear basado en normativa nacional; describiendo, además, de manera general el proceso realizado por el órgano regulador, para llevar a cabo su función respecto al desarrollo de regulación nuclear nacional, así como el proceso para realizar su actualización. Finalmente, en este artículo se menciona el estado que guarda el anteproyecto de reglamento para instalaciones nucleares, propuesto por el órgano regulador con

el fin de coadyuvar en la actualización y creación de un ordenamiento jurídico mexicano en materia nuclear más robusto y eficiente con plena garantía jurídica.

2. ÓRGANO REGULADOR NUCLEAR NACIONAL

Con la publicación de la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, en el Diario Oficial de la Federación (DOF), el 26 de enero de 1979, se creó la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), como un órgano desconcentrado dependiente de la Secretaría de Energía (SENER), con el objetivo de contar con un órgano regulador independiente y competente en la materia dentro del territorio nacional, el cual tiene la misión de regular la seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias del uso pacífico de la energía nuclear para proteger la salud de la población y el ambiente. Para lo cual, y en lo que respecta al tema a tratar, tiene como atribuciones contenidas tanto en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear como en el Reglamento de la SENER, entre otras, las siguientes: (i) Vigilar la aplicación de las normas de seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias para que el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas se lleven a cabo con la máxima seguridad para los habitantes del país; (ii) vigilar que en el territorio de los Estados Unidos Mexicanos se cumpla con las disposiciones legales y los tratados internacionales de los que México sea signatario, en materia de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias; (iii) revisar, evaluar y autorizar las bases para el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas [...]; (xi) proponer las normas, y fijar los criterios de interpretación, relativos a la seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias, en lo concerniente a las actividades a que se refiere la fracción III anterior; así como proponer criterios de seguridad, registro y control que regulen la importación y exportación de los materiales y combustibles nucleares.

2.1. Instalaciones Nucleares Mexicanas

Relacionado con lo mencionado en el punto anterior, y para asentar el contexto respecto a las instalaciones nucleares que regula la CNSNS se destaca que, actualmente México tiene en operación dos reactores nucleares de potencia tipo Boiling Water Reactor (BWR) a una potencia térmica de 2317 MWt cada uno, ubicados en la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), en el estado de Veracruz. Los reactores entraron en operación comercial en 1990 y 1995 respectivamente y recientemente les fue renovada su Autorización de Operación por otros 30 años, el 24 de julio de 2020 para la Unidad 1 y el 21 de agosto de 2022 para la Unidad 2. La Comisión Federal de Electricidad, la entidad estatal encargada de la provisión de energía eléctrica en México, es la propietaria de la planta y responsable de su operación a través de la Gerencia Nucleoeléctrica Laguna Verde, anteriormente, Gerencia de la Central Nucleoeléctrica. Otra instalación nuclear regulada por la CNSNS es el reactor Triga Mark III, el cual es un reactor de investigación tipo piscina con núcleo móvil que utiliza combustible con uranio de bajo enriquecimiento y agua natural con bajo contenido de sales y minerales. Fue financiado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), produciendo su primera reacción autosostenida (criticidad) el 8 de noviembre de 1968. El Triga Mark III ha sido fundamental en el desarrollo de la investigación nuclear en México, se utiliza básicamente como una fuente intensa

de neutrones y de radiación gamma. Se ubica en el Centro Nuclear “Dr. Nabor Carrillo Flores”, sede del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), en el municipio de Ocoyoacac, Estado de México, en el valle de Toluca. La CNSNS también regula el ensamble subcrítico, Nuclear Chicago 9000, ubicado en el Instituto Politécnico Nacional (IPN), unidad Zacatenco en la ciudad de México, el cual pertenece a la academia, la cual busca principalmente el fortalecimiento de capacidades tecnológicas en materia nuclear en México. Adicionalmente a las instalaciones nucleares mencionadas, también se incluye la Instalación Independiente para el Almacenamiento Temporal de Combustible Nuclear Gastado (ISFSI, por sus siglas en idioma inglés), ubicada en la CNLV, así como a la Planta Piloto de Fabricación de Combustible (PPFC), localizada en el ININ, y al ensamble subcrítico Nuclear Chicago 9000 perteneciente a la universidad de Zacatecas, estos dos últimos actualmente fuera de operación.

3. ORDENAMIENTO NORMATIVO JURÍDICO NUCLEAR

La naturaleza particular de la energía nuclear exige condiciones de seguridad y medidas de protección rigurosas, por lo que contar con principios, disposiciones y normas dirigidas a regular su uso, garantiza su control y desarrollo con fines pacíficos, preeminenciando su utilización en la producción de energía eléctrica, como sucede en México, en conjunto con el desarrollo de investigación tecnológica en la materia, evitando y previniendo así la proliferación de armas nucleares de destrucción masiva, impidiendo con ello conflictos bélicos, por lo que la legislación dirigida a reglamentar el uso de la energía atómica con fines pacíficos adquiere singular importancia [3], tema del que se ha ocupado el Estado Mexicano, como se describe a continuación.

3.1. Marco Regulator General en Materia Nuclear

El sector energético mexicano cuenta con un ordenamiento normativo jurídico nuclear o MRN, el cual puede ser observado de manera conjunta mediante la pirámide de Kelsen, desarrollada para el ordenamiento jurídico nuclear nacional en la Figura 1. La pirámide de Kelsen hace referencia al modo de una estructura jerárquica, en la que la norma inferior encuentra su razón de validez en la norma superior, hasta alcanzar, en el vértice la norma fundamental, que da validez y unidad a todo el ordenamiento jurídico [4]. El ordenamiento normativo jurídico nuclear está constituido de la manera siguiente:

3.1.1. Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos y Tratados Internacionales

La Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos (CPEUM), DOF 5-02-1917, establece: Artículo 27 “Corresponde también a la Nación el aprovechamiento de los combustibles nucleares para la generación de energía nuclear y la regulación de sus aplicaciones en otros propósitos. El uso de la energía nuclear sólo podrá tener fines pacíficos”; Artículo 28 “No constituirán monopolios las funciones que el Estado ejerza de manera exclusiva en las siguientes áreas estratégicas: correos, telégrafos y radiotelegrafía; minerales radiactivos y generación de energía nuclear [...]”; y Artículo 73, fracción X “Para legislar en toda la República sobre hidrocarburos, minería, sustancias químicas, explosivos, pirotecnia, industria cinematográfica,

comercio, juegos con apuestas y sorteos, intermediación y servicios financieros, energía eléctrica y nuclear y para expedir las leyes del trabajo reglamentarias del artículo 123”; es la base de la regulación de la energía nuclear en México, de la cual se derivan leyes, reglamentos y normas en la materia.

Adicionalmente a la Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos, la industria nuclear nacional cuenta con los acuerdos internacionales suscritos principalmente por el Organismo Internacional de Energía Atómica, y el Estado mexicano, relacionados con la seguridad nuclear y radiológica, así como con los referentes a los usos pacíficos de la energía nuclear, los cuales, debido a su extensión en cantidad, no son descritos aquí.

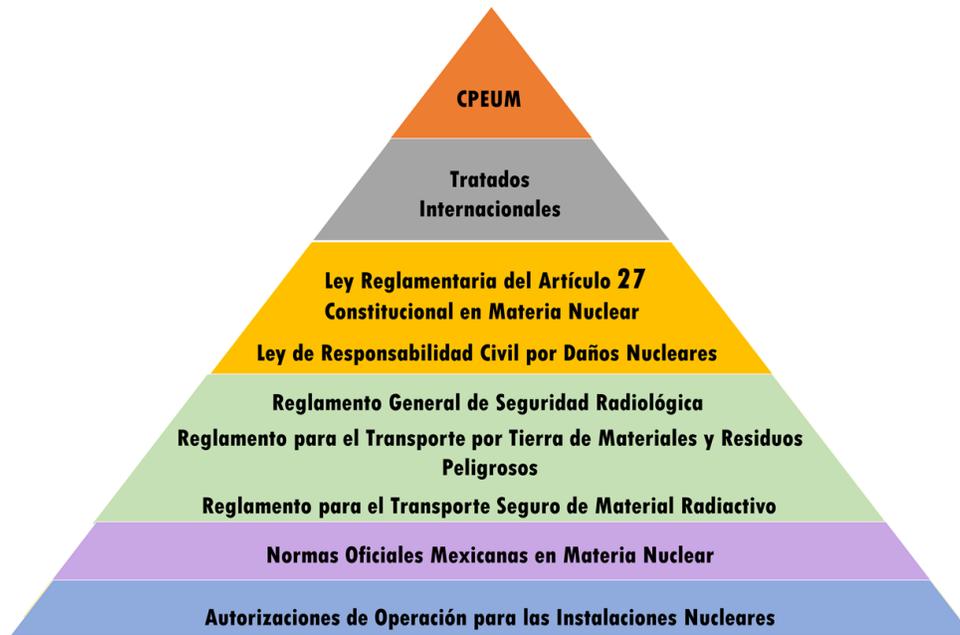


Figura 1. Representación jerárquica del ordenamiento jurídico nuclear nacional.

3.1.2. Leyes y Reglamentos

Respecto a esta normativa, encontramos la ya mencionada Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, reglamentaria del Artículo 27 Constitucional, emitida inicialmente en 1979 y enmendada posteriormente en 1985, actualmente vigente. En términos generales, esta ley regula lo referente a la exploración, la explotación y el beneficio de minerales radiactivos, el aprovechamiento de los combustibles nucleares, los usos de la energía nuclear, la investigación de la ciencia y técnicas nucleares, lo referente a la seguridad en la industria nuclear y todo lo relacionado con la misma.

La Ley de Responsabilidad Civil por Daños Nucleares, publicada en el DOF 31-12-1974, la cual, como su nombre lo indica tiene por objeto regular la responsabilidad civil por daños que puedan

causarse por el empleo de reactores nucleares y la utilización de sustancias y combustibles nucleares y desechos de estos.

El Reglamento General de Seguridad Radiológica, DOF 22-11-1988. Dicho sea de paso, en proceso de actualización. Proveniente de la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, tiene por objeto proveer en la esfera administrativa a la observancia de la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear en lo relativo a seguridad radiológica y nuclear. En el artículo 2º de este reglamento se establece que la Secretaría de Energía queda facultada para expedir, por conducto de la CNSNS, los apéndices, normas técnicas, manuales e instructivos, así como sus actualizaciones, necesarios para desarrollar, hacer explícitas y determinar la forma en que deben cumplirse las disposiciones de este reglamento.

El Reglamento para el Transporte por Tierra de Materiales y Residuos Peligrosos, DOF 07-04-1993. Tiene por objeto establecer las normas y procedimientos que regulan las actividades, procesos y operaciones del transporte terrestre de materiales y/o residuos peligrosos, así como el régimen de contingencia para situaciones de emergencia, con la finalidad de minimizar los riesgos y prevenir daños a la salud humana, al medio ambiente y/o a la propiedad.

El Reglamento para el Transporte Seguro de Material Radiactivo de publicación más reciente, DOF 10-04-2017, tiene por objeto proveer lo relativo a la transportación segura del Material Radiactivo por vía terrestre o acuática y su aplicación corresponde a la Secretaría de Energía, por conducto de la CNSNS, con excepción de la competencia expresa que otras disposiciones jurídicas les otorguen a otras autoridades. Sin embargo, cuando el transporte de Material Radiactivo se efectúe por puentes, caminos o carreteras de jurisdicción federal, la Secretaría de Comunicaciones y Transportes será igualmente responsable de la aplicación de este Reglamento, en el ámbito de su respectiva competencia.

3.1.3. Normas

Actualmente, el ordenamiento jurídico nuclear nacional cuenta con un compendio de 32 Normas Oficiales Mexicanas (NOM), en materia radiológica y nuclear vigentes. Sin embargo, no todas son empleadas en las instalaciones nucleares. La siguiente Tabla presenta las Normas Oficiales Mexicanas aplicables a las instalaciones nucleares:

Tabla I. Normas Oficiales Mexicanas aplicables a las instalaciones nucleares

Norma	Título	Fecha de publicación
NOM-001-NUCL-2013	Factores para el cálculo del equivalente de dosis	6-dic-2013
NOM-002-NUCL-2015	Pruebas de fuga y hermeticidad de fuentes selladas	26-oct-2015
NOM-004-NUCL-2013	Clasificación de los desechos radiactivos	7-may-2013
NOM-008-NUCL-2011	Control de la contaminación radiactiva	26-oct-2011
NOM-012-NUCL-2016	Requisitos y criterios de funcionamiento que deben cumplir los instrumentos de medición de	16-ene-2017

	radiación ionizante y los dosímetros de lectura directa	
NOM-018-NUCL-1995	Métodos para determinar la concentración de actividad y actividad total en los bultos de desechos radiactivos	12-ago-1996
NOM-019-NUCL-1995	Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento definitivo cerca de la superficie	14-ago-1996
NOM-021-NUCL-1996	Pruebas de lixiviación para especímenes de desechos radiactivos solidificados	4-ago-1997
NOM-022/1-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 1. Sitio	5-sep-1997
NOM-022/2-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 2. Diseño	5-sep-1997
NOM-022/3-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional	14-ene-1999
NOM-026-NUCL-2011	Vigilancia médica del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes	26-oct-2011
NOM-028-NUCL-2009	Manejo de desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que utilizan fuentes abiertas	4-ago-2009
NOM-031-NUCL-2011	Requisitos para el entrenamiento del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes	26-oct-2011
NOM-034-NUCL-2016	Requerimientos de selección, calificación y entrenamiento del personal de centrales nucleoelectricas	2-dic-2016
NOM-035-NUCL-2013	Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo	7-may-2013
NOM-036-NUCL-2001	Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos	26-sep-2001
NOM-039-NUCL-2011	Especificaciones para la exención de prácticas y fuentes adscritas a alguna práctica, que utilizan fuentes de radiación ionizante, de alguna o de todas las condiciones reguladoras	26-oct-2011
NOM-041-NUCL-2013	Límites anuales de incorporación y concentraciones en liberaciones	6-may-2013

3.2. Marco Regulator por Instalación Nuclear

Si bien como se describió en la sección anterior, México cuenta con un marco jurídico propio en el ámbito nuclear, el cual contempla la regulación para el tema de instalaciones nucleares nacionales, esta última, es aún muy general y de cierta manera insuficiente para la regulación específica de cada una de este tipo de instalaciones, en lo referente, además, a las distintas etapas de su vida útil. Razón por la que se apoya en normativa y regulación internacional, principalmente en la del país de origen de los reactores, Estados Unidos de América (EEUU), tal como se describe más adelante.

En seguimiento a lo anteriormente mencionado, el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones (CFR) de los Estados Unidos de América [5], es el ordenamiento en materia nuclear del país de origen de la tecnología de los reactores de la Central Laguna Verde, que el Estado Mexicano a través de la CNSNS ha validado como el más aplicable, para que en conjunto con el marco jurídico nuclear nacional descrito en la sección anterior, otorguen sustento jurídico al ámbito nuclear nacional. En razón de lo antes mencionado, se precisan a continuación las partes del 10 CFR aplicables en los ordenamientos normativos jurídicos para las instalaciones nucleares en México:

- 10 CFR 20 Standards for Protection Against Radiation
- 10 CFR 21 Reporting of Defects and Noncompliance
- 10 CFR 26 Fitness for Duty Programs
- 10 CFR 50 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities
- 10 CFR 51 Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions
- 10 CFR 52 Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants
- 10 CFR 54 License Renewal
- 10 CFR 55 Operators' Licenses
- 10 CFR 61 Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste
- 10 CFR 70 Domestic Licensing of Special Nuclear Material
- 10 CFR 71 Packaging and Transportation of Radioactive Material
- 10 CFR 72 Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste
- 10 CFR 73 Physical Protection of Plants and Materials
- 10 CFR 100 Reactor Site Criteria

3.2.1. Central Nuclear Laguna Verde

En 1975, se autorizó la construcción de la CNLV, tiempo en el cual no se contaba con regulación nacional nuclear en la materia, por lo que las autoridades gubernamentales de ese entonces acordaron que además de la reglamentación del OIEA, se aplicaría la normativa del país de origen del sistema de suministro de vapor nuclear, a las instalaciones nucleares mexicanas. Por lo tanto, el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América, partes 20, 21, 26, 50, 55, 61, 71, 73 y 100, así como las normas y guías industriales derivadas de ellas, además de algunas Guías Regulatoras que ha emitido la Comisión Reguladora

Nuclear (NRC) de dicho país, forman parte del MRN de esta instalación nuclear de producción de energía en México [6].

De esta manera, la CNLV debe cumplir con la legislación nacional, los acuerdos internacionales y/o bilaterales ratificados por México, aplicables en materia nuclear, así como con la normativa del OIEA y la del país de origen del reactor que la CNSNS ha determinado y determine aplicable, lo cual constituye prácticamente el marco regulador para la CNLV.

3.2.2. Triga Mark III

El marco regulador establecido para el reactor Triga Mark III del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares respecto a aspectos no considerados en la normativa nacional es lo establecido en el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América, partes 20, 21, 50, 51, 54, 55, 73 y 74, además de una serie de estándares y guías de amplia aceptación en la industria nuclear.

3.2.3. Instalación Independiente Para el Almacenamiento Temporal de Combustible Nuclear Gastado

Para el caso de esta instalación, Almacén Independiente de Combustible Nuclear Gastado ubicado en el sitio de la Central Nuclear Launa Verde el marco regulador establecido, para aspectos no considerados en la normativa nacional, es lo establecido en el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América, partes 20, 21, 50, 51, 55, 71, 72, 73 y 100, además de una serie de estándares y guías de amplia aceptación en la industria nuclear.

3.2.4. Nuclear Chicago 9000

Para los ensambles subcríticos se consideró el cumplimiento del Reglamento General de Seguridad Radiológica, las normas oficiales mexicanas aplicables a instalaciones nucleares y radiactivas, y para aquellos aspectos del diseño, construcción y operación de los ensambles subcríticos no cubiertos por la normativa nacional, también se requirió el cumplimiento con lo establecido en el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América (EEUU), partes 19, 20, 21, 30, 70 y 73. La aplicación de esta normativa por parte de la CNSNS al caso en comento se hizo tomando en cuenta el principio de regulación graduada (graded approach).

3.2.5. Planta Piloto de Fabricación de Combustible

La Planta Piloto de Fabricación de Combustible del ININ operó con un marco regulador establecido en el Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América, partes 70 y 100. Sin embargo, actualmente, como mencionamos en la introducción, esta instalación se encuentra fuera de servicio.

3.3. Costumbre Jurídica Internacional

De la información establecida en esta sección se destaca, que el marco jurídico de las instalaciones nucleares nacionales, tiene su fundamento en la regulación mexicana, así como en los ordenamientos en materia nuclear internacional que la CNSNS ha determinado aplicables, principalmente el 10 CFR de los EEUU, esto último puede conceptualizarse como una costumbre jurídica internacional, la cual, sólo regirá en defecto de ley aplicable, siempre que no sea contraria a la moral o al orden público y que resulte probada [7].

4. LA IMPORTANCIA DE DESARROLLAR UN MARCO NORMATIVO NACIONAL

La costumbre como fuente del derecho, ha fungido como parte importante en nuestro país en materia nuclear, ya que al ser un modelo de conducta observada reiteradamente en una comunidad que, de acuerdo con el ámbito social en el que nace y se desenvuelve, obliga a los miembros de dicha comunidad a cumplirla, puesto que regula las relaciones *inter partes* y atribuye derechos y deberes a los intervinientes, lo que les permite acceder a un ordenamiento jurídico, aunque supeditado a la norma legal y requiere, para su consolidación, una aplicación reiterada y constante en el tiempo. Es precisamente en ese sentido, que se observa la importancia de robustecer en medida de lo posible el ordenamiento jurídico nacional en materia nuclear, entre otras, mediante la adecuación y aplicabilidad de ordenamientos y regulación internacional, con la finalidad de armonizar los marcos normativos, subsanando las carencias existentes en la materia a nivel nacional.

Adicionalmente, y considerando que dentro de los fines esenciales de la regulación nuclear se encuentran: a) establecer un marco legislativo dentro del cual se reglamentarán el desarrollo sin riesgos de la energía nuclear y el empleo de ésta atendiendo al interés nacional, atendiendo en su caso, los compromisos que al respecto haya contraído el Estado en virtud de convenios o tratados; b) fijar en consecuencia los principios fundamentales y las condiciones de su puesta en práctica, dejando a una reglamentación específica la función de determinar las modalidades y procedimientos de aplicación en cada sector, según las necesidades; c) crear una estructura de reglamentación revestida de autoridad suficiente para poder controlar y vigilar de manera efectiva las actividades autorizadas [8]; es preciso continuar trabajando en el proceso de reglamentación nacional, considerando también su carácter evolutivo, así como el uso pleno y óptimo de las competencias existentes en el país, hasta la obtención de una normativa propia, adecuada plenamente a las características de infraestructura de nuestra nación, a través de la creación de los ordenamientos normativos necesarios, tales como leyes, reglamentos, normas oficiales, guías reguladoras, y demás lineamientos, fundamentados y motivados jurídicamente, con el fin de asegurar el funcionamiento y desarrollo eficiente de la industria nuclear nacional, brindando plena autonomía, certeza y seguridad jurídica.

Es este sentido, la CNSNS en pleno uso de sus atribuciones contenidas en la Ley reglamentaria del artículo 27 constitucional en materia nuclear, es que, lleva a cabo esta importante labor, entre otras, desde la propuesta, evaluación, análisis, dictamen o revisión de normativa, hasta la emisión de la misma. En este sentido, hasta la fecha, se han desarrollado una serie de procedimientos al respecto, por ejemplo, para desarrollar proyectos de reglamento, para la modificación del marco regulador, para la revisión, análisis y dictamen de nueva regulación, para lo respecto a la

definición, revisión, corrección y actualización del marco regulador nuclear, etc., con el fin de seguir trabajando en el tema para alcanzar el objetivo. Adicionalmente, la CNSNS realiza de manera constante evaluaciones, análisis, y revisiones a la normativa con la que se cuenta al momento, con el objetivo de proponer y ser revisados por la SENER, los anteproyectos de reglamentos, la modificación de los existentes, la elaboración de normas oficiales que reflejen la realidad tecnológica y adecuación jurídica con los ordenamientos legales internacionales, los lineamientos que los precisen, etc.

4.1. Proceso de Actualización del Marco Regulador Nuclear en la CNSNS

Las áreas encargadas de la regulación nuclear en la CNSNS, tienen entre sus funciones específicas, supervisar el proceso de actualización del marco regulador en materia nuclear, proponer y elaborar nueva regulación relacionada directamente a las instalaciones nucleares en nuestro país, así como revisar los informes de evaluación sobre su aplicabilidad, basándose en procedimientos específicos para realizar estas funciones.

En particular, respecto al desarrollo de nueva regulación nuclear, las actividades comienzan con una solicitud o una propuesta para la creación de la normativa correspondiente. Posteriormente, a través del área técnica especializada en regulación nuclear se lleva a cabo el proceso de análisis de aplicabilidad, donde, entre otras cosas, se estudia o examina, como su nombre lo indica, la aplicabilidad o la pertinencia que guarda la regulación propuesta, ya sea proveniente del país de origen de los reactores, particularmente de la NRC, o por parte del OIEA, respecto a las instalaciones nucleares nacionales; en esta etapa, el personal encargado prepara el borrador inicial del documento y lo envía a las áreas de interés. Se realiza un seguimiento de todos los comentarios recibidos y su disposición durante la revisión de dicho borrador. Después de esto, se generan grupos de trabajo y se realizan reuniones técnicas con el personal especializado en la materia y el personal experimentado en campo, con la finalidad de revisar los comentarios vertidos en el documento, revisando entre otros puntos, el alcance, el contenido, la traducción, asimismo la claridad, la coherencia y desde luego la aplicabilidad y la integridad, según sea el caso. Las reuniones técnicas con el grupo de trabajo se realizan constantemente hasta lograr los acuerdos pertinentes sobre el asunto al respecto. Finalmente, se realizan las gestiones administrativas necesarias de seguimiento, emisión y aplicación respectiva.

Esta es solo una breve descripción general del proceso actualmente utilizado por la CNSNS para la creación y/o modificación de regulación nuclear nacional, atendiendo la complejidad y dependiendo de la jerarquía que tiene cada instrumento normativo jurídico.

4.2. Propuestas de Regulación para el Marco Regulador Nuclear en la CNSNS

Durante la última década, la regulación nuclear en nuestro país, ha pasado por una constante revisión en sus ordenamientos legales, y es gracias al trabajo realizado por la CNSNS que se han realizado importantes propuestas, incluyendo el proceso mencionado de análisis de aplicabilidad en lo referente a la resolución de temas emergentes de importancia para las instalaciones nucleares, emitiéndose requisitos reguladores para cada tipo de instalación.

Otra de las propuestas importantes a mencionar realizada por la CNSNS, es un anteproyecto de reglamento de instalaciones nucleares, derivado de la Ley reglamentaria del artículo 27 constitucional en materia nuclear, la cual establece que las instalaciones nucleares y radiactivas deberán contar con sistemas de seguridad nuclear y su operación requerirá de la satisfacción de los requisitos que sobre el particular se determinen en la misma ley y en las disposiciones reglamentarias respectivas, por lo que para hacer efectivas las disposiciones del mismo ordenamiento, se propuso este anteproyecto de reglamento. El cual tiene por objetivo establecer las disposiciones administrativas para la emisión, revisión, suspensión, revocación o cancelación de las autorizaciones de emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, renovación, cese de operaciones, desmantelamiento y cierre definitivo de las instalaciones nucleares, es decir, establecer los requisitos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, que comprenden las de reactores nucleares, de materiales nucleares y de almacenamiento de combustible nuclear gastado en concordancia con las disposiciones en materia de seguridad radiológica, seguridad física y salvaguardias.

A la fecha, este anteproyecto de reglamento de instalaciones nucleares se encuentra en constante revisión por parte del grupo de expertos especializados en las áreas nucleares y radiológicas, seguridad física y salvaguardias, jurídica y reglamentación, impacto ambiental, entre otras, de la CNSNS. El reglamento de instalaciones nucleares es fundamental para coadyuvar en la actualización y creación de un marco jurídico mexicano en materia nuclear más robusto y eficiente, debido a que, de este, emanarán reglamentos adicionales, normas oficiales, guías, especificaciones técnicas, etc., los ordenamientos normativos necesarios, en aras de lograr la evolución y desarrollo constante de un marco regulador nuclear, que represente un mayor sustento jurídico para la industria nuclear nacional.

5. CONCLUSIONES

Como hemos visto en este trabajo, si bien el ordenamiento normativo nacional en materia nuclear se ha sustentado en gran medida en regulación internacional otorgándosele reconocimiento jurídico, y ha funcionado a la fecha de manera consuetudinaria, lo anterior, no significa que nuestro país no pueda seguir apostando por la generación de energía eléctrica que brinde mayores beneficios económicos y sociales a través de la energía atómica, desarrollando nuevos proyectos de instalaciones nucleares, siendo necesario para ello contar con legislación nuclear propia, que brinde certeza jurídica a los regulados, en cuanto a la debida fundamentación y motivación en los actos de autoridad realizados por la CNSNS.

Por otro lado, y tomando en consideración que la Ley reglamentaria del artículo 27 constitucional en materia nuclear no ha sufrido reformas que reflejen la actualización de su contenido y alcance, acorde con la constante evolución de la normativa internacional, la propuesta de anteproyecto de reglamento de instalaciones nucleares, busca, además de lo mencionado, reducir esa brecha, mediante la derivación posterior de instrumentos normativos adicionales que coadyuven a tener un abanico jurídico nacional más acorde con la realidad técnica y legal internacional.

Son muchos los retos que enfrenta nuestro país en relación a la creación de regulación en material nuclear. Sin embargo, es un compromiso con la población y el ambiente, el continuar desarrollando los ordenamientos normativos necesarios, con el fin de obtener un sólido marco

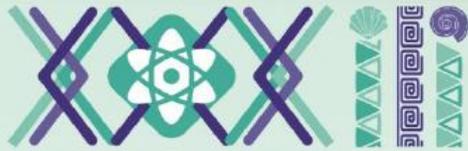
jurídico y regulador en materia nuclear propio, brindando certeza jurídica, y garantizando el funcionamiento y desarrollo eficiente y seguro de la industria nuclear nacional, durante la vida útil de las instalaciones nucleares.

AGRADECIMIENTOS

Al Lic. Gonzalo Torres García y al Lic. Daniel García Ruíz por su apoyo en la realización de este trabajo, y a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardia por las facilidades otorgadas para la presentación del mismo.

REFERENCIAS

1. “Página de la CONAMER” <https://www.gob.mx/conamer/acciones-y-programas/regulaciones>
2. Salvador Cardona, “El Derecho Nuclear en México”, *Anuario del Departamento de Derecho de la Universidad Iberoamericana*, **Volumen 12**, p. 739-753.
3. Rubén Darío López Z, “Iniciación al Derecho Nuclear”, *Estudios de Derecho*, **Volumen 43**, p. 86-105.
4. Rafael Domingo, “La Pirámide Del Derecho Global”, *Persona y Derecho*, **Volumen 60**, p. 29-61.
5. “Página de la NRC”, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/index.html>
6. Informe nacional que presentan los Estados Unidos Mexicanos para satisfacer los compromisos de la convención sobre seguridad nuclear periodo 2016-2018
7. Carlos Arturo Hernández Díaz, “La Costumbre como fuente del Derecho”, *Criterio Jurídico Garantista*, **Volumen 2 Núm. 2**, p. 142-152.
8. Ha-Vinh Phuong, “Marco jurídico y reglamentación de las actividades nucleares”, *OIEA Boletín*, **Volumen 26**, n° 1, p. 51-54.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica IV

Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación

Integración del código AZTRAN en la plataforma SALOME

*José Vicente Xolocostli Munguía¹, Julián Durán González³, Armando M. Gómez Torres¹,
Edmundo del Valle Gallegos^{2*}*

*¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac, México, 50180
vicente.xolocostli@inin.gob.mx; armando.gomez@inin.gob.mx*

*²Instituto Politécnico Nacional
Av. IPN s/n, Col. Lindavista, México, D. F., 07738, México
edmundo.delvalle@gmail.com*

*³Karlsruher Institut für Technologie
Hermann-von-Helmholtz-Platz, 76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Alemania.
julian.gonzalez@kit.edu*

Resumen

Durante los últimos años, las mejoras en el hardware y software han cambiado significativamente las capacidades de la simulación numérica. El poder de cómputo actual da lugar a la aparición de simulaciones que son más realistas (teniendo en cuenta el modelado multifísico y multiescala), como resultado, las simulaciones producen una gran cantidad de datos. En este sentido, SALOME es una plataforma genérica de Pre-procesamiento/ Post-procesamiento y acoplamiento de códigos para simulaciones numéricas. Es un programa de código abierto (licencia LGPL) el cual se basa en una arquitectura abierta y flexible hecha de herramientas propias que integran a su vez otras herramientas de software de códigos abiertos, así como otras herramientas comerciales. Debido a todas estas ventajas que presenta la Plataforma SALOME, resulta de gran interés para la Plataforma AZTLAN el integrar los códigos desarrollados, siendo la razón más importante el facilitar el acoplamiento entre códigos, y considerando la tendencia en las simulaciones numéricas multiescala y multifísicas, se ha pensado en un análisis neutrónico/termohidráulico, aunado al hecho de contar con el actual poder de cómputo que se dispone en el proyecto AZTLAN. En este trabajo se muestra la integración del código neutrónico AZTRAN dentro de la Plataforma SALOME utilizando la interfaz de programación de aplicaciones (API) ICOCO (Interface for COde COupling), la cual define una forma estándar para que dos códigos físicos intercambien información entre ellos. Debido a la colaboración entre el Tecnológico de Karlsruhe (KIT) y AZTLAN fue posible tener acceso al código termohidráulico SUBCHANFLOW integrado con ICOCO en SALOME con el fin de replicar la metodología en este caso en el código AZTRAN, siendo el primer paso para el desarrollo futuro del acoplamiento neutrónico-termohidráulico entre el código AZTRAN y el código SUBCHANFLOW.

* Proyecto COFAA.

1. INTRODUCCIÓN

Los grandes esfuerzos internacionales relacionados con el desarrollo de software para reactores nucleares, además, la optimización de los solucionadores numéricos con la finalidad de ofrecer al usuario final las facilidades para poder realizar análisis con mayor rapidez y precisión. Por estas razones, actualmente se invierte una fuerte cantidad en el desarrollo de herramientas para el pre y post procesamiento tanto para facilitar la creación de archivos de entrada como para hacer un mejor análisis de resultados.

Las herramientas de preprocesamiento están basadas en una interfaz gráfica para el usuario mediante la cual el usuario interactúa de forma simple para crear un archivo de entrada que tradicionalmente se construía en la forma de un archivo de texto. También las herramientas de preprocesamiento permiten revisar y corregir detalles como la malla, la distribución de los materiales y errores comunes de definición de parámetros antes de ejecutar el código y de esta manera evitar perder tiempo obteniendo resultados que no corresponden a lo que se deseaba modelar. Para el caso del post procesamiento, es también de vital importancia facilitar la extracción de información del archivo de salida y, en la medida de lo posible, simplificar el análisis de resultados por medio de imágenes y/o videos que permitan visualizar con precisión los puntos bajo estudio.

Existen en la actualidad diversos programas auxiliares comerciales y de licencia libre que permiten al usuario final visualizar los modelos y los resultados. La implementación del lado del desarrollador no siempre es simple, pues muchas veces se tiene que invertir un esfuerzo considerable en hacer las implementaciones al código fuente de manera que sean transparentes para el usuario final en la medida de lo posible. En 2001, la Comisión de Energía Atómica y Energías Alternativas (CEA) y la compañía de Electricidad de Francia (EDF) comenzaron a desarrollar una plataforma de software de código abierto llamada SALOME [1] que proporciona herramientas para la creación de aplicaciones complejas e integradas en el contexto de simulaciones numéricas. La investigación y los estudios industriales realizados por el CEA y EDF utilizan SALOME en los campos de la física de reactores nucleares, mecánica estructural, física de combustibles nucleares, ciencia de materiales y simulación de gestión de residuos.

2. CÓDIGOS UTILIZADOS

2.1. La Plataforma SALOME

SALOME [1,2,3] es una plataforma genérica de Pre-procesamiento/ Post-procesamiento y acoplamiento de códigos para simulaciones numérico, siendo de código abierto (licencia LGPL) basada en una arquitectura abierta y flexible hecha de herramientas propias e integrando otras herramientas de software de códigos abiertos, así como otras herramientas comerciales. Además, está pensada para ser una plataforma de simulación numérica que permite la completa realización de un estudio numérico. El usuario puede fácilmente integrar un código en lenguaje de programación como Python, C, C++ o Fortran en la plataforma, definir la geometría del problema, las condiciones de frontera, ejecutar el programa, visualizar el resultado y analizar los datos; todas estas acciones se llevan a cabo en un entorno integrado y coherente con el cual se puede hacer frente a grandes simulaciones numéricas, como las que se encuentran en modelos multifísicos.

SALOME está compuesta por varios módulos dedicados a tareas específicas, como por ejemplo definir una geometría con el módulo **GEOM** y luego definir una malla en la geometría con el módulo **SMESH**, estos pasos relacionados con el pre-procesamiento preparan los datos de entrada para los códigos integrados en la plataforma.

El módulo **VISU** permite la visualización del post-procesamiento, además es posible tener una vista y control total del diagrama de flujo en ejecución cuando los códigos realizan sus tareas utilizando el módulo **YACS**.

La arquitectura de la plataforma se muestra en la Figura 1, los códigos integrados no pertenecen a la plataforma en sí, pero la plataforma proporciona herramientas automáticas para generar interfaces que encapsulan componentes de Python, C/C++ y Fortran (a través de una interfaz de C) en los componentes de SALOME. En la Figura 2 se ilustra un ejemplo de la funcionalidad de SALOME.

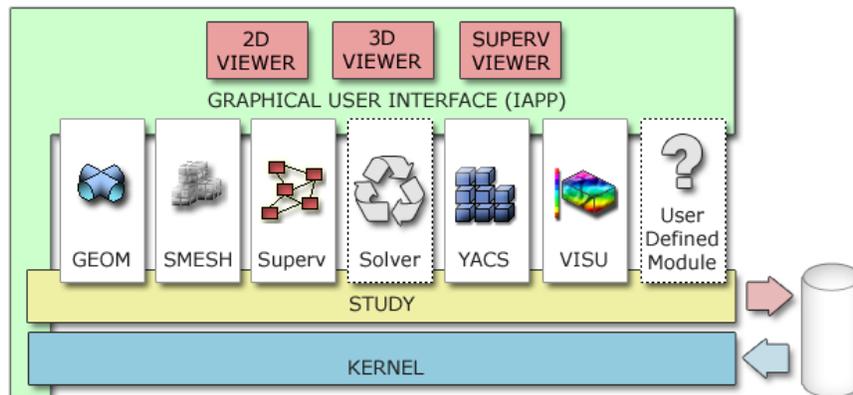


Figura 1. Arquitectura de la plataforma SALOME

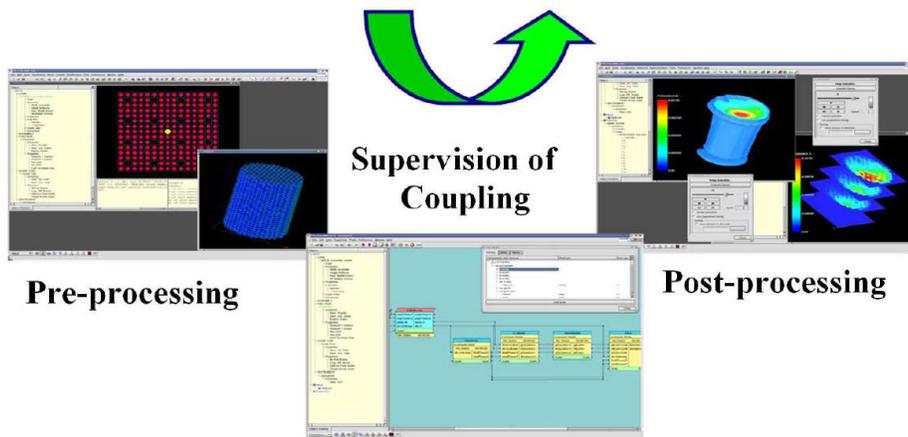


Figura 2. Visión general de SALOME

SALOME se puede enfocar en el acoplamiento externo de códigos con una atención particular en el intercambio de mallas y campos estructurados y no estructurados que se encuentran en esas

mallas. El punto clave es entender cómo se comunican entre ellos. Si existe un formato de intercambio común, todos los códigos serán capaces de importar y exportar datos de una manera común. En la Plataforma SALOME se usa el formato MED (DEM: Data Exchange Model) [4,5] para la manipulación de la malla y de los campos. En la Figura 3 se muestra un ejemplo de comunicación entre dos códigos diferentes (DYN3D y FLICA) a través del MED/DEM y una API de interfaz de programación de aplicaciones, detalles sobre la implementación se encuentran en la referencia [6].

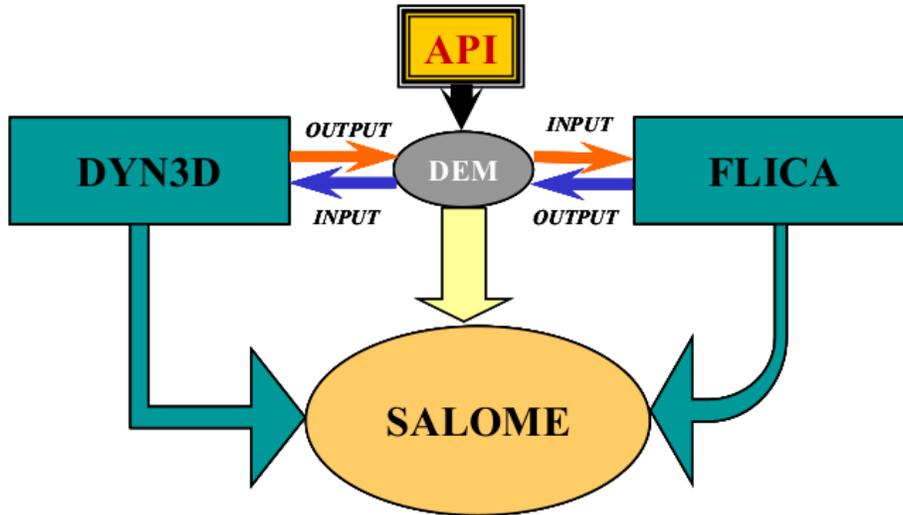


Figura 3. Códigos acoplados vía MED/DEM

La Plataforma SALOME se basa en el concepto de componentes, por lo cual es necesario dividir el código como componentes para integrarlo en la plataforma. Un componente en SALOME sigue la línea ilustrada en la Figura 4, en el nivel más bajo se encuentra la fuente del código del usuario original, el cual puede estar escrito en Fortran o en C/C++ los cuales se pueden empaquetar en forma de una biblioteca estática o incluso como un archivo binario externo.

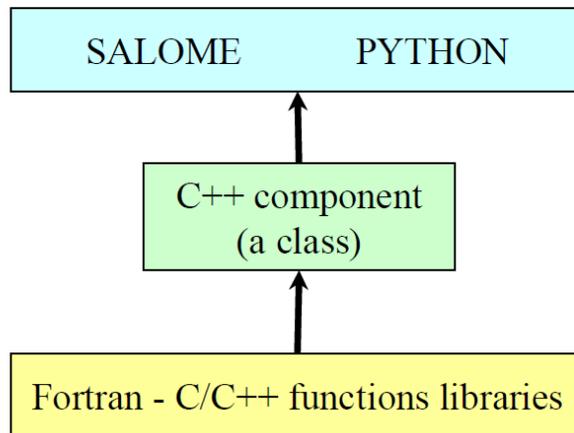


Figura 4. Arquitectura de integración del código en SALOME

En el nivel intermedio, se localiza el componente en C++. En este punto, la interfaz de programación de aplicaciones (API) se define en forma de una clase de C++ que llamará y

manipulará las funciones, ejecutables o bibliotecas en el nivel más bajo. El paso final es la integración de la clase como un componente SALOME o Python listo para ser utilizado en SALOME.

2.2. El Código AZTRAN

El código AZTRAN es un programa de cómputo determinístico que forma parte de la Plataforma AZTLAN [7, 8] y que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en dos y tres dimensiones en estado estacionario (ya se tiene la parte con dependencia del tiempo) y geometría cartesiana, además de poder hacerlo en paralelo.

En la Figura 5 se muestran los códigos neutrónicos que forman parte de AZTLAN.



Figura 5. Códigos neutrónicos de la Plataforma AZTLAN

Para la solución, en la discretización en energía utiliza la técnica de multigrupos, el método de ordenadas discretas o aproximación S_N para la discretización angular y un método nodal polinomial en la discretización espacial, aquí mismo incluye la paralelización utilizando el método de descomposición del dominio, finalmente, para la dependencia en tiempo se utilizó el *Método theta*, tal como se muestra en la Figura 6.

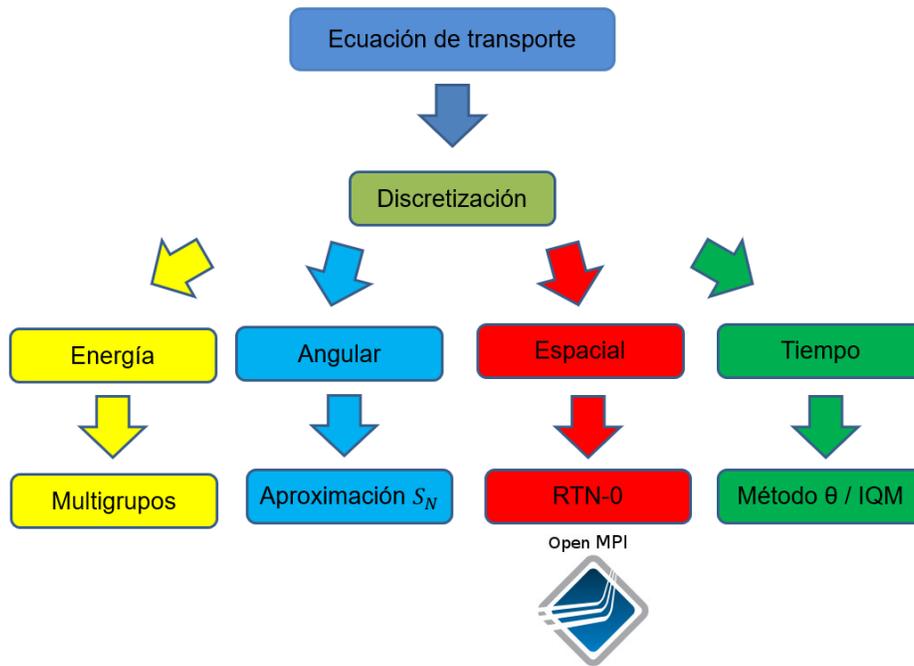


Figura 6. Discretización de las variables independientes en el código AZTRAN

3. INTEGRACIÓN DEL CÓDIGO AZTRAN EN SALOME

En un trabajo anterior se comenzaron las implementaciones para el pre y post procesamiento con base en la biblioteca MED [9]. En la plataforma de fuente abierta SALOME, se usa el formato MED (DEM: Data Exchange Model) para la manipulación de la malla y de los campos de resultados [10]. El intercambio de datos se lleva a cabo ya sea por medio de archivos tipo MED (file formalism) o directamente en memoria (memory formalism), los cuales se generan en el código fuente sin necesidad de correr ningún programa o script adicional al inicio o final de la ejecución. El MED generado se visualiza en SALOME, aunque la creación del archivo se puede hacer directamente en el código fuente, también se puede crear directamente con una interfaz a la clase en C++ lo que es equivalente a integrar el código en SALOME.

Para esta integración, se realizó sólo la implementación del código en modo stand-alone, lo que quiere decir es que se ejecuta como si fuera el código independiente con la única diferencia de que se ejecuta dentro de la Plataforma SALOME con la ayuda de la API en C++ llamada ICOCO.

La Interfaz para Acoplamiento de Códigos ICOCO [11], es una útil herramienta desarrollada específicamente para acoplar códigos integrados dentro de la Plataforma SALOME, facilitando la ejecución de los códigos acoplados, a la vez de tener un pre y post procesamiento en la plataforma, de esta manera se tiene un análisis integral, si bien, la programación al integrar los códigos dentro de SALOME y hacer el acoplamiento puede ser exhaustiva, a la larga resulta benéfica, puesto que permite actualizaciones de los códigos involucrados sin cambios sustanciales, además que no se tiene que hacer grandes cambios cada vez que se analiza un problema diferente, entre las principales ventajas. En la Figura 7 se muestra de manera gráfica como se llevaría a cabo el acoplamiento con ICOCO de los códigos integrados en SALOME.

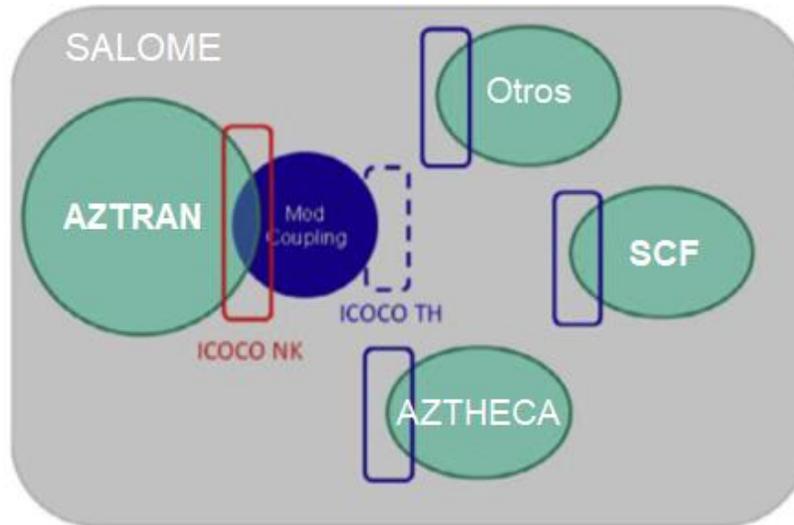


Figura 7. Descripción gráfica del acoplamiento utilizando la Plataforma SALOME y la interfaz ICOCO

Para integrar AZTRAN en SALOME se utilizó la misma plantilla que se usa para SUBCHANFLOW, aplicando solamente los cambios pertinentes como usar las subrutinas de AZTRAN y cambiar en los Cmakes el nombre de SUBCHANFLOWICOCO por el de AZTRANICOCO con lo cual será suficiente. En la Figura 8, se muestra la carpeta AZTRANICOCOCPP la cual contiene los elementos necesarios para la integración

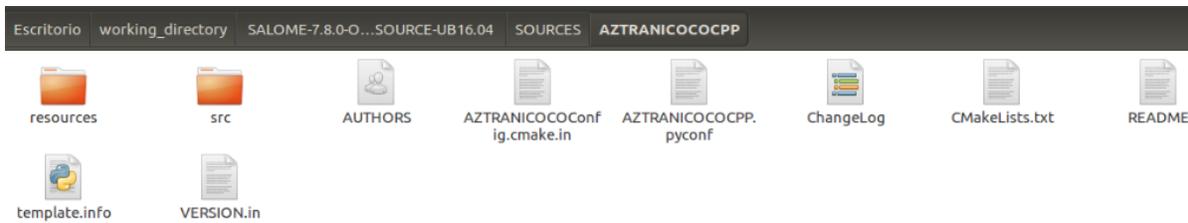


Figura 8. Contenido de la carpeta AZTRANICOCOCPP

La Figura 9 muestra la carpeta AZTRANICOCO en la cual se ubican las fuentes de Fortran y C++.



Figura 9. Contenido de la carpeta AZTRANICOCO

La carpeta AZTRANICOCO_CXX es donde se encuentran los componentes de C++, en donde se llamarán y manipularán las funciones en SALOME, en la carpeta AZTRANICOCO_SWIG se localiza el archivo AZTRANICOCO.i que contiene lo mismo que el archivo AZTRANICOCO.hxx (sólo para la declaración de funciones).



Figura 10. Contenido de la carpeta AZTRANICOCO_CXX

Finalmente, en la carpeta AZTRANICOCO_FORTRAN se localizan las subrutinas del código AZTRAN.



Figura 11. Contenido de la carpeta AZTRANICOCO_FORTRAN

Para poder integrar esta plantilla con ICOCO en SALOME es necesario hacer algunos cambios en los módulos YACSGEN y MEDCOUPLING. Una vez hechos los cambios necesarios para los archivos MED específicos y los demás módulos auxiliares, se compilan de nuevo.

Habiendo hecho las adecuaciones anteriores, se procede al acoplamiento del código AZTRAN en SALOME, copiando la carpeta AZTRANICOCOPP que contiene al código dentro de SOURCES en SALOME, de tal manera que sea un “módulo” más de la misma.

Ahora, al ejecutar SALOME el módulo de AZTRAN ya está integrado y para diferenciar de la versión no integrada se renombrará AZTRANICOCO, como se muestra en la Figura 12.

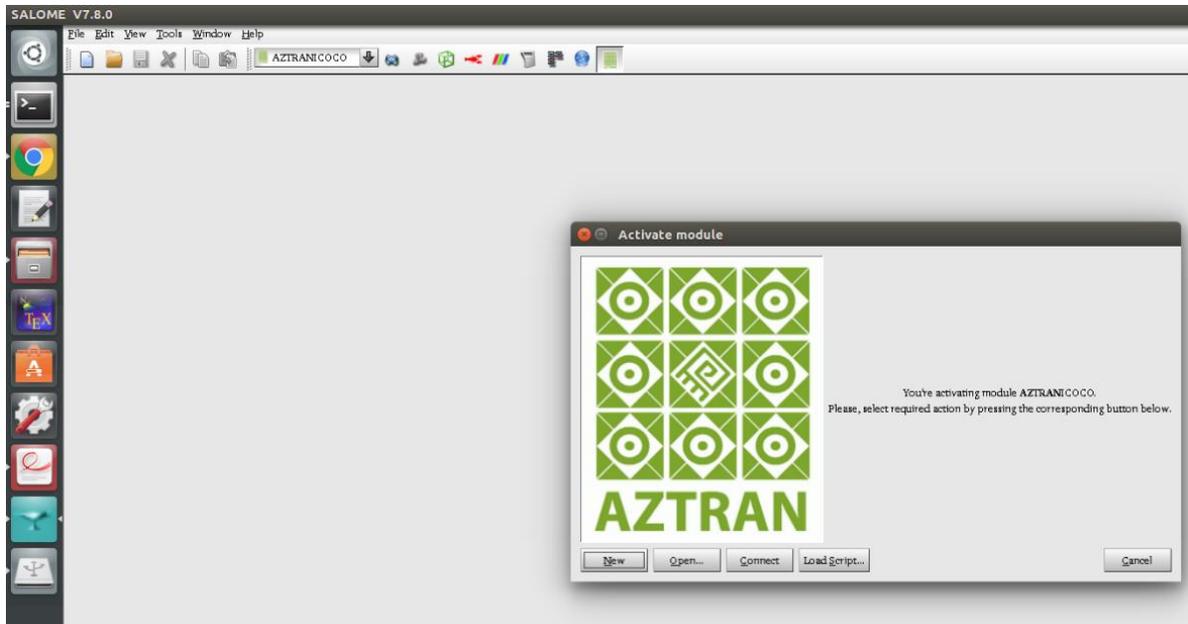


Figura 12. El Código AZTRAN integrado en SALOME

4. VERIFICACIÓN DE LA INTEGRACIÓN DEL CÓDIGO AZTRAN

Esta integración se realizó en stand-alone, como se mencionó anteriormente, siendo la carpeta AZTRANCOCO_CXX donde se encuentran los componentes de C++, y en el archivo AZTRANCOCO.cxx es donde se definen las funciones o componentes que se usaran en SALOME, es decir, todo lo que se desea que el código AZTRAN realice.

Para esta integración se tienen tres componentes considerados, el primero tiene que ver con la ruta de los datos de entrada del problema a analizar, la ruta del archivo para los datos de salida, el nombre del archivo de entrada. El segundo componente tiene que ver con la lectura de los datos de entrada e inicialización de los vectores, lo cual será de utilidad para hacer el Preprocesamiento. Finalmente, el tercer componente considerado es la ejecución del problema para resolver el estado estacionario.

Una vez que se ha hecho lo descrito arriba, se debe activar el componente YACS y generar un esquema nuevo, donde cada componente considerado debe ser enlazado como se mostró el esquema de integración de cada uno de los componentes, una vez que se hace esto, el programa se irá ejecutando componente por componente. La Figura 13 muestra el esquema generado y la secuencia de ejecución de los componentes o funciones consideradas.

Mientras se va enlazando cada componente, será en la terminal donde se ejecutan las instrucciones. La Figura 14, muestra el resultado final de la ejecución stand-alone de AZTRANCOCO integrado en SALOME.

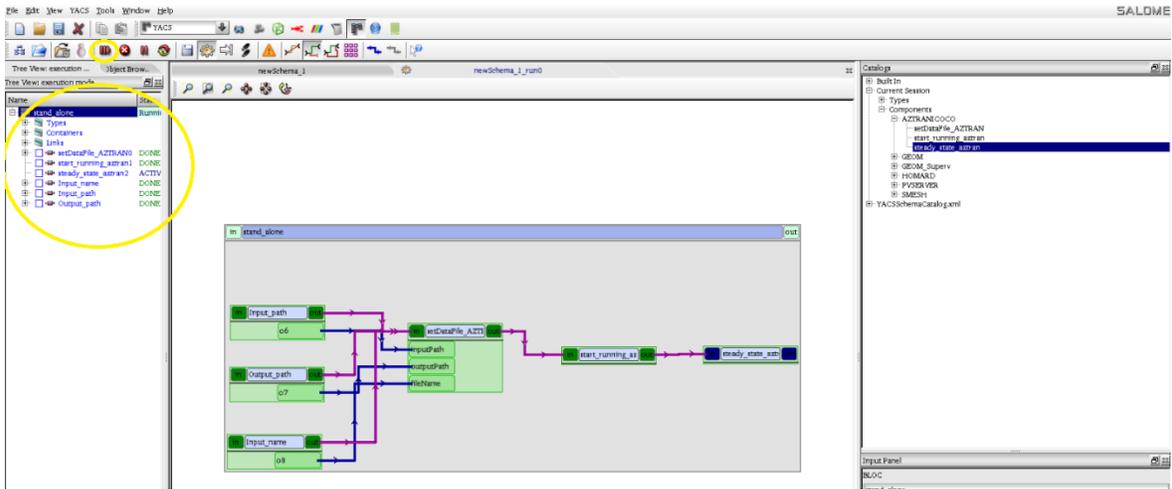


Figura 13. Esquema generado y secuencia de ejecución de los componentes designados

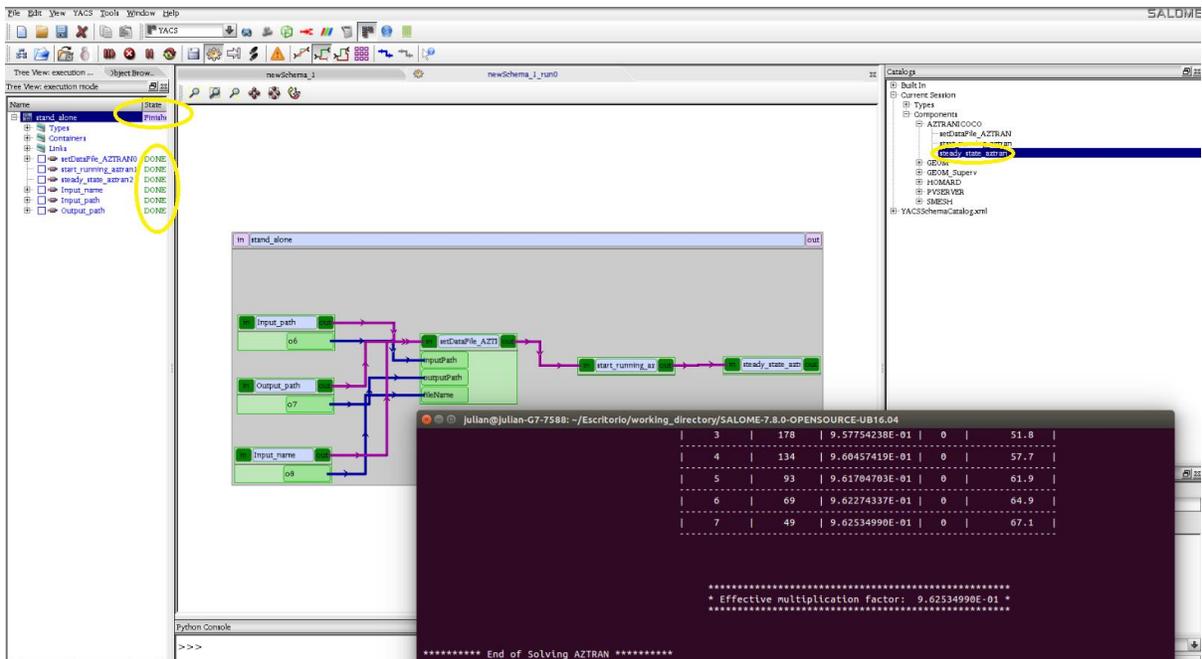


Figura 14. Resultado de la ejecución de AZTRANICOCO en SALOME.

Para el análisis de la integración se seleccionó el problema del reactor LWR de la suite de Takeda, T., & Ikeda, H. 3-D neutron transport benchmarks [12], el cual es un pequeño reactor LWR en tres dimensiones con barra de control, por la simetría que presenta es posible simular un octavo del núcleo para acelerar el cálculo.

En la Figura 15 se puede apreciar la visualización de la malla del octavo de núcleo del problema referencia (preprocesamiento).

Finalmente, en la Figura 16 se visualiza la potencia, en donde el reactor está conformado por tres componentes: el núcleo, barra de control y reflector, el primero se puede visualizar con el color rojo donde está la máxima potencia, también es parte del núcleo, el azul claro, pero ahí la potencia

disminuyó ya que está a un lado de la barra de control, y lo que resta de materiales no generan potencia por lo que están representados por azul marino, acorde a lo esperado.

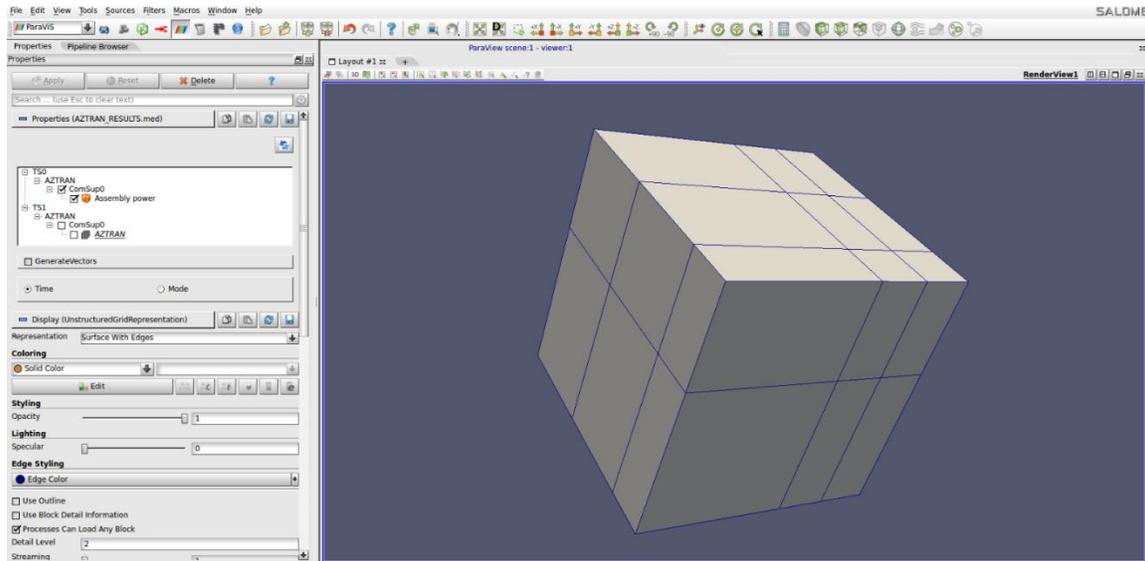


Figura 15. Visualización de la malla del problema analizado.

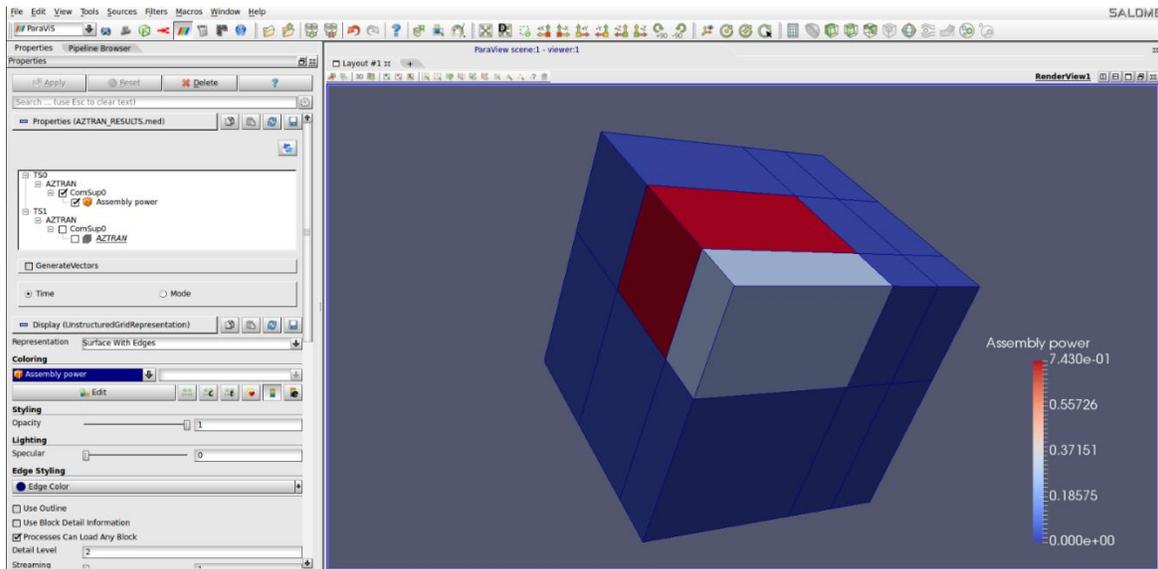


Figura 16. Visualización de potencia del problema referencia.

5. CONCLUSIONES

La integración del código AZTRAN en modo stand-alone fue implementada satisfactoriamente, como se describió en los puntos anteriores, aunque no es un proceso sencillo, siguiendo las indicaciones sugeridas no debe haber ningún problema al hacer la implementación. La ventaja de usar esta plantilla con ICOCO, es que permite integrar otros códigos de la Plataforma AZTLAN siguiendo la misma metodología. Por mencionar una desventaja, si cabe mencionarlo, es que está ligada a una versión en específico de SALOME, la cual ya no es la versión más reciente, y hacer los cambios necesarios para usar la plantilla en la nueva versión, requiera un nuevo desarrollo en la programación que implica un esfuerzo considerable, y tal vez quedaría como un trabajo a futuro.

Una parte importante de lo que se ha desarrollado, es lo referente al post-procesamiento dentro de SALOME, que si bien apenas se está empezando a explorar son de tomar en consideración, pues existe ya una implementación la cual genera un archivo MED, la idea es que, en vez de construirlo dentro de las subrutinas de Fortran, se genere dentro del archivo AZTRANICOCO.cxx que es donde se definen las componentes, y ampliarlo a más componentes, ya en camino al acoplamiento neutrónico/termohidráulico.

Por otro lado, se tienen que investigar los cambios necesarios para que en la plataforma se puedan integrar las versiones paralelizadas de los códigos, los cuales usan librerías MPI y OpenMP, para que puedan ejecutarse dentro de SALOME.

Finalmente, se hace énfasis, de que una de las razones más importantes de integrar los códigos con ICOCO en SALOME además del post-procesamiento, es facilitar el acoplamiento entre códigos, en el caso particular de AZTRAN, así como de los demás códigos de la Plataforma AZTLAN existe interés por acoplar los códigos neutrónicos con un termohidráulico, lo cual se tiene pensado sea parte de un desarrollo futuro.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen el apoyo financiero recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform) del Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética CONACYT SENER.

REFERENCIAS

1. SALOME: The Open-Source Integration Platform for Numerical Simulation. <http://www.salome-platform.org>.
2. Ribes and C. Caremoli, "Salomé platform component model for numerical simulation," COMPSAC 07: *Proceeding of the 31st Annual International Computer Software and Applications Conference*, pages 553-564, Washington, DC, USA, IEEE Computer Society, (2007).
3. Ribes and A. Bruneton. "Visualizing results in the SALOME platform for large numerical simulations: An integration of ParaView." IEEE, *4th Symposium on Large Data Analysis and Visualization (LDAV)*: 119-120, (2014).
4. EDF R&D, MED/DEM data exchange model definition, version 2.2. (2003).

5. P. Godbronn, E. Fayolle, N. Bouhamou, J. Roy and N. Crouzet, MEDMEM user's guide, CEA, Rapport DM2S, July (2006).
6. A. M. Gomez, "Further Developments of Multiphysics and Multiscale Methodologies for Coupled Nuclear Reactor Simulations", Ph.D. thesis, TECHNISCHE UNIVERSITÄT MÜNCHEN, Lehrstuhl für Nukleartechnik, München, Germany (2011).
7. Gómez Torres, A. M., Puente Espel, F., del Valle Gallegos, E., François, J. L., Martín del Campo, C. and Espinosa-Paredes, G. AZTLAN: Mexican Platform for Analysis and Design of Nuclear Reactors. *In Proceedings of ICAPP 2015*, Nice, France. May 03-06, (2015).
8. José V. Xolocostli Munguía, Roberto Carlos López Solís, Julián Arturo Durán González. AZTRAN AZTLAN TRANSPORT NEUTRONIC CODE, *Manual de Usuario*, AZTLAN PLATFORM, CDMX, México (2020).
9. Gómez Torres Armando M., Xolocostli Munguía Vicente, Duran Gonzalez Julian A., del Valle Gallegos Edmundo, "Avances en el post-procesamiento de los códigos de la plataforma AZTLAN", *Memorias XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, 2 al 5 de julio, (2018).
10. EDF R&D, MED/DEM data exchange model definition, version 2.2. (2003).
11. E. Deville and F. Perdu, Documentation of the Interface for Code Coupling: ICOCO, CEA, Paris (2012).
12. Takeda, T., & Ikeda, H. 3-D neutron transport benchmarks (NEA-CRP-L-330), *Nuclear Energy Agency of the OECD-NEA*, (1991).

Uso de AZTRAN v3.0 en el análisis neutrónico Pin-By-Pin de un SMR tipo SMART/KSMR

**César Alberto Tapia Mar¹, Roberto Carlos Lopez Solis², Armando Miguel Gómez Torres²,
Edmundo del Valle Gallegos^{1,*}**

¹Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. Instituto Politécnico Nacional s/n, Edificio 9 Unidad Profesional “Adolfo López Mateos”
Alc. Gustavo A. Madero, Ciudad de México, C.P. 07738 México
evceteri@gmail.com; evalle@ipn.mx

²Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carr. México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, C.P. 52750, México
roberto.lopez@inin.gob.mx, armando.gomez@inin.gob.mx;

Resumen

En el presente trabajo se describe la utilización del software AZTRAN v3.0 en la modelación neutrónica de un núcleo genérico para un reactor modular pequeño tipo KSMR, sustituto para el núcleo del reactor coreano SMART y en fase de desarrollo por parte del Karlsruhe Institute of Technology en Alemania. El código es parte de la plataforma AZTRAN y está implementado en Fortran 90, OpenMP y MPI, resuelve de forma paralela la ecuación de transporte de neutrones dependiente del tiempo para núcleos tridimensionales con geometría cartesiana. En el pasado, este código ha sido ejecutado para casos particulares del benchmark C5G7 MOX en estado estacionario y TWIGL-3D dependiente del tiempo, obteniendo soluciones próximas a las de referencia y resultados altamente satisfactorios con relación al método de aceleración mediante paralelización híbrida. El KSMR es un núcleo de reactor tipo PWR, cuadrado, con una salida de 300 MW(th) y un número relativamente pequeño de ensambles cuadrados y se le consideró un buen candidato para evaluar el desempeño del software en un ambiente industrial real sin requerir un excesivo poder computacional y en tiempos de ejecución razonables. Sin embargo, las altas heterogeneidades y fugas que en general se asocian a los SMR son factores que se deben examinar a fondo durante el análisis de resultados. La calidad de los resultados obtenidos para el modelo de núcleo independiente del tiempo con barras de control totalmente extraídas, además de las herramientas desarrolladas para visualizar los resultados son prueba de que el proyecto va por buen camino y que AZTRAN se perfila como una herramienta doméstica a tomar en cuenta para el análisis de reactores nucleares, mientras que la experiencia obtenida durante este proceso señala que para lograr la adopción de la plataforma por parte de la industria es necesario integrar mejoras en la interfaz de usuario y facilidad de uso, lo que a su vez sugiere una dirección para el mejoramiento de la plataforma a corto y mediano plazo.

*Becario COFAA-IPN

1. INTRODUCCIÓN

Conocer el desempeño de un código nuclear y el software en general es indispensable por múltiples razones pues datos como la precisión de los resultados, la velocidad de ejecución y la facilidad de uso son factores que los usuarios toman en cuenta al momento de elegir una u otra plataforma de trabajo. Del otro lado de la pantalla, el desarrollador necesita conocer la manera en que los usuarios interactúan con el código para poder continuar de manera efectiva con la implementación de mejoras. A fin de cuentas, no basta con escribir un programa de computadora que pueda encontrar la solución a un problema matemático, sino que es necesario que éste se adapte a las condiciones de tiempo, dinero y conocimientos técnicos del ingeniero que lo ejecuta.

El proyecto AZTLAN Platform [1], dirigido por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y, con la colaboración de las principales casas de estudio del país en el área nuclear, tiene como uno de sus objetivos el producir software de utilidad en el modelado y simulación numérica de reactores nucleares. En este trabajo se analiza el desempeño de la herramienta AZTRAN (AZtlan Transport for Reactor ANalysis), en su versión 3.0, la cual se encarga de resolver la ecuación de transporte de neutrones dependiente del tiempo para reactores de agua ligera con geometría cartesiana y varios grupos de energía.

AZTRAN es una implementación en Fortran 90 de diversos algoritmos numéricos clásicos y comprobados en la industria nuclear, así como algoritmos paralelos que aprovechan la arquitectura multiprocesador de las computadoras modernas y de métodos que aprovechan el conocimiento y la experiencia particular de los miembros del equipo de desarrollo. El código utiliza [2] los métodos de multigrupos y ordenadas discretas para discretizar las variables de energía y dirección angular respectivamente, el método theta (θ) para la variable de tiempo y el método nodal RTN-0 para la variable espacial. Utiliza el método de iteración de fuente para aproximar el flujo angular, el de las potencias para resolver el problema de valor propio asociado a la ecuación, además de usar un esquema paralelo híbrido MPI/OpenMP [3] para la aceleración mediante descomposición de dominios.

Para este trabajo se eligió realizar el análisis neutrónico de un núcleo genérico para un reactor tipo SMART en estado estacionario al inicio de la vida útil del combustible. Para llevar esto a cabo es necesario rescatar las características más relevantes del núcleo, como lo son las longitudes radiales y axiales, el tamaño y número de ensambles, los patrones de carga y las secciones eficaces de las barras de combustible y de control. El modelo para usar debió ser tal que fuera compatible con Serpent, software libre basado en técnicas de Monte Carlo, estándar de la industria, y que para este trabajo fue utilizado tanto para generar las secciones eficaces características del núcleo como para comparar los resultados obtenidos.

2. CARACTERÍSTICAS GENERALES DEL REACTOR SMART/KSMR

El System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART) es un reactor modular pequeño diseñado por el Instituto de Investigación en Energía Atómica de Corea (KAERI) [4] con el objetivo de ser viable para su instalación en redes eléctricas pequeñas, como reemplazo para plantas de combustibles fósiles en estado de obsolescencia, y para su implementación en proyectos de cogeneración, (desalinización, calor, etc.). Todo esto mientras se remueven las causas de accidentes más usuales en una planta nuclear clásica.

Para lograr estos objetivos se ha propuesto que el reactor sea un PWR de tipo integral, esto es, que el núcleo, el presurizador, los generadores de vapor y las bombas de refrigerante se encuentren contenidas en la misma vasija. Con esto se logran remover complejos sistemas de tuberías que de otra manera serían propensos a accidentes de pérdida de combustible. Los datos termohidráulicos generales de la planta se resumen en la Tabla I.

Tabla I: Datos generales de un SMART

Sección primaria	
Potencia térmica	330 MW (th)
Potencia eléctrica	100 MW (e)
Diámetro Interno de la vasija presurizada	5.3 m
Altura total de la vasija presurizada	15.5 m
Número de generadores de vapor	8
Modo de enfriamiento	Circulación forzada
Flujo Volumétrico	2090 kg/s
Presión de operación	15 MPa
Sección Secundaria	
Flujo volumétrico del agua de alimentación	160.8 kg/s
Presión del agua de alimentación	6.03 MPa
Temperatura de ingreso al generador de vapor	200 C
Temperatura de salida del generador de vapor	> 296.4 C
Presión del vapor	5.2 MPa

Por su parte, el Karlsruhe Small Modular Reactor Core (KSMR Core) es [5] una propuesta de un núcleo libre de boro líquido que funcione como reemplazo genérico y que se puede instalar sin problemas en la vasija de un reactor SMART, de manera que se aprovechen tanto las características de seguridad pasivas de la planta, además de simplificar los sistemas de control químico y eliminar problemas como el del manejo del boro agotado.

Diseñar un núcleo genérico libre de boro posee ciertas dificultades naturales [6], tanto en la neutrónica como en la termohidráulica, algunas de las cuales ya se han resuelto y otras que se encuentran bajo estudio. Entre las consecuencias asociadas a la neutrónica resalta el endurecimiento del espectro generado por la excesiva absorción de neutrones térmicos por parte de las barras de control que ahora deben sustituir las propiedades de absorción del boro faltante, ya sea mediante una modificación a su construcción, en sus patrones de uso o su longitud de inserción.

Del lado de la termohidráulica se puede señalar que las modificaciones al espectro neutrónico y a la posición física de las barras pueden conducir a picos de potencia en regiones en las que el diseño original del SMART no provee mecanismos adicionales de remoción de calor, por lo que el tiempo de vida de la vasija podría verse reducido de manera considerable.

2.1. Características Geométricas y Materiales del Núcleo KSMR.

El diseño de los ensambles de combustible en un KSMR está basado en la tecnología PWR de arreglos cuadrados, constituidos por 17x17 barras de combustible, con 24 tubos guía y un tubo de instrumentación central.

Debido a que uno de los objetivos en su diseño fue no utilizar boro líquido, y con la finalidad de reducir la reactividad al inicio de la vida útil del combustible (BOL) y minimizar los picos de potencia en las regiones más centrales, los ensambles fueron diseñados para incluir 20 o 24 barras fijas de veneno consumible dependiendo de su posición en el núcleo. Los dos modelos de ensamble se pueden observar en la Figura 1.

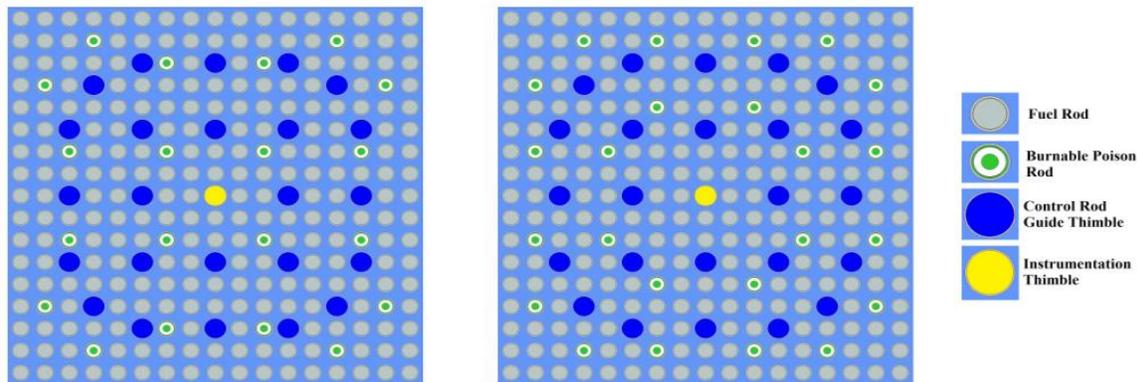


Figura 1. Ensambls de 20 (izquierda) y 24 (derecha) barras de veneno consumible

El diseño de las barras de combustible es también clásico de los PWR, con pastillas de UO_2 enriquecido a menos del 5% y revestidas de Zr-4. Para lograr los objetivos de diseño, el ensamble central tiene el menor porcentaje de enriquecimiento, mientras que los ensambles de la periferia no poseen veneno absorbedor. En su lugar, los espacios designados para este material han sido sustituidos por barras de Al_2O_3 .

La Figura 2 muestra el diseño optimizado del núcleo con su patrón de carga radial y su distribución axial. Se puede notar que en total se diseñaron 6 ensambles diferentes con distintas combinaciones de enriquecimiento y barras de veneno consumible.

La Tabla II describe la composición de estos ensambles, y cabe notar que es el ensamble central aquél que tiene el menor porcentaje de enriquecimiento en general.

3. CONSTRUCCIÓN DEL ARCHIVO DE ENTRADA

La entrada de AZTRAN es un archivo de texto único, escrito de manera rígida y con los parámetros de ejecución escritos en el orden especificado por su manual de usuario [7]. En particular, este archivo requiere describir el tamaño de los ensambles, la composición de los

pinos, los puntos o cortes que forman la malla, así como parámetros particulares a la ejecución, como el índice de la aproximación S_N , el número máximo de iteraciones a realizar y los criterios de convergencia internos y externos.

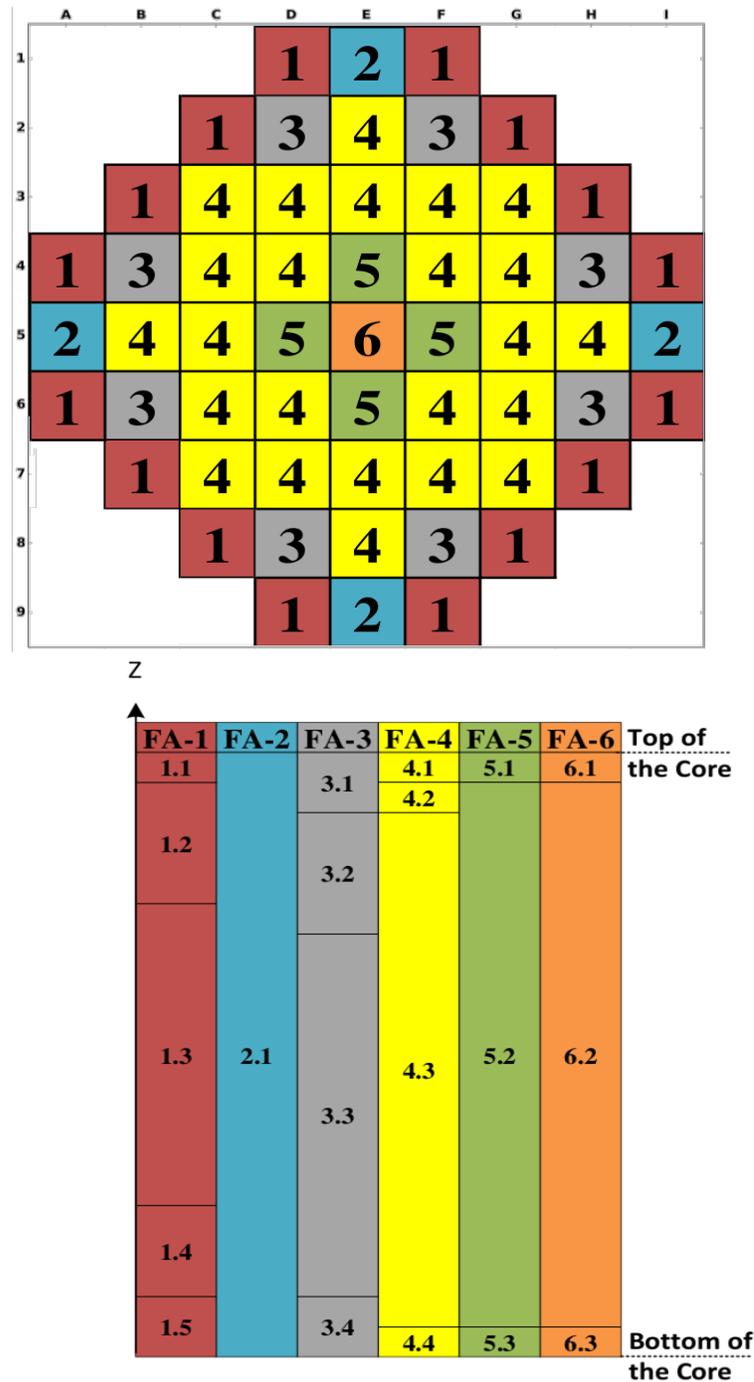


Figura 2: Configuración radial (arriba) y axial (abajo) de los ensambles de combustible

Tabla II. Tipos y características de los ensambles de combustible en el núcleo.

Tipo De Ensamble	Barras de Veneno en el ensamble	Índice en Fig. 2	wt% de U-235	wt% de B ₄ C (interno)	wt% de B ₄ C (externo)
1	20	1.1	3.4	0.0	0.0
		1.2	3.2	0.0	0.0
		1.3	3.0	0.0	0.0
		1.4	3.2	0.0	0.0
		1.5	2.0	0.0	0.0
2	20	2.1	2.0	0.0	0.0
3	20	3.1	2.5	0.0	0.0
		3.2	2.0	0.0	0.0
		3.3	4.2	16	14
		3.4	2.0	0.0	0.0
4	24	4.1	2.5	0.0	0.0
		4.2	3.0	25	12
		4.3	4.0	25	12
		4.4	2.0	0.0	0.0
5	24	5.1	2.5	0.0	0.0
		5.2	3.8	25	12
		5.3	2.0	0.0	0.0
6	24	6.1	2.5	0.0	0.0
		6.2	3.0	25	12
		6.3	2.0	0.0	0.0

Debido a que en la actualidad el uso del código está limitado al estudio de reactores con ensambles de combustible cuadrados, se decidió que una manera práctica de automatizar el proceso de modelado es la del uso del software comercial Excel, donde cada celda en la hoja de cálculo representaría una de las barras en el reactor. De esta manera fue posible usar Pandas [8], una popular librería de Python, para la lectura de la hoja de cálculo y su posterior transformación en una estructura de datos, la cual a su vez fue interpretada como una matriz utilizando la biblioteca numpy [9], la cual se exportó como texto plano para su inclusión en el input.

Otro detalle que es importante resaltar es que la versión de AZTRAN que se empleó no es posible incluir los espacios en las esquinas del núcleo como se ilustra en la Figura 2. Por esta razón, se decidió modificar el modelo de manera que la parte activa del núcleo esté rodeada de agua hasta completar un patrón cuadrado. La Figura 3 muestra la manera en que se modeló el agua en forma de dos nuevos tipos de ensambles, WA y WR, para su tratamiento por parte de Serpent [10].

Debido al pequeño tamaño del núcleo, cada ensamble estará sometido a flujos neutrónicos y rapidez de quemado muy diferentes. Con esto en mente, y utilizando una simetría 1/8, se llegó a la conclusión de que el modelo se puede reducir a 11+2 ensambles diferentes, etiquetados en la Figura 4 como 11, 12, 13, 14, 15, 22, 23, 24, 25, 33, 34, WA y WR. Éstos fueron los ensambles

seleccionados para ser utilizados como universos en Serpent, y de los que se obtuvieron sus secciones eficaces.

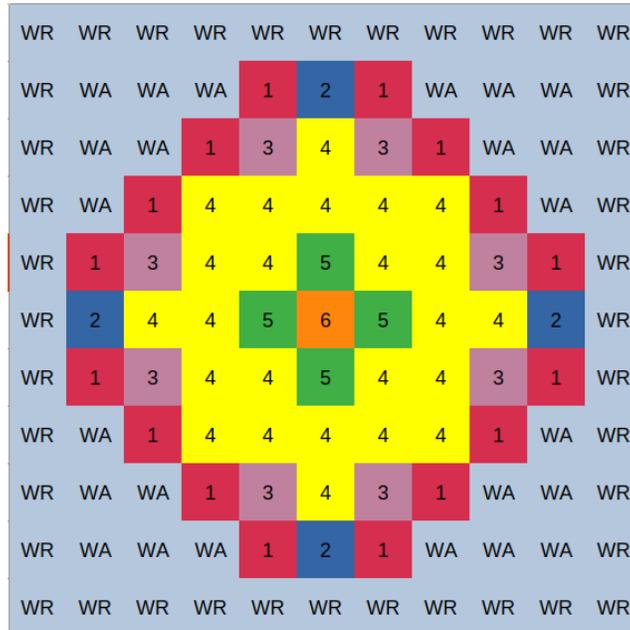


Figura 3: Modelo del patrón de carga, con una región de agua rodeando el núcleo.



Figura 4: Modelo reducido del núcleo utilizando simetría 1/8.

Con el objetivo de reducir los recursos computacionales requeridos para la convergencia numérica del modelo, se decidió utilizar Serpent para compactar la información física de los ensambles a tan solo 4 tipos de barras diferentes, a saber, *pin* de combustible, *pin* de instrumentación, *pin* de control y de veneno quemable.

Por otra parte, el modelo de paralelización híbrida impone una restricción sobre el número de celdas a utilizar, pues el número de procesadores a utilizar por el programa está relacionado por la descomposición de dominio en X, Y y Z, según la relación

$$\text{núm. de procesadores} = k (\text{descomposición en X}) (\text{descomp. en Y}) (\text{descomp. en Z}), \quad (1)$$

donde k es un factor de proporcionalidad. De esta manera, previendo el uso de 27 procesadores se decidió por una descomposición tipo $(3 \times 3 \times 3)$.

Finalmente, con la intención de hacer un comparativo de los resultados, se decidió tomar dos casos, el primero con 42 y el segundo con 81 cortes axiales. En total, se obtuvieron modelos formados por 7854 y 15147 celdas, ambas con 442 materiales diferentes.

3.1. Experiencias Obtenidas Durante la Construcción del Archivo de Entrada.

Debido a que el software es relativamente nuevo y aún en fase de desarrollo, durante la realización de este proyecto aún se carecía de la experiencia práctica necesaria para solventar varias de las dificultades que fueron apareciendo en el camino. Algunas de las dificultades encontradas son listadas a continuación.

Ya que en la actualidad el código aún no cuenta con descripciones de error lo suficientemente precisas y que describan el tipo de error cometido, cualquier desviación al momento de construir el archivo de entrada o input requerirá cierta familiaridad con Fortran 90 y/o la programación en general para poder interpretar los reportes de error en la consola. Durante el aprendizaje del código se cometieron algunos errores debido a inconsistencias entre la declaración del número de capas axiales y su posterior introducción. Debido a que este proceso coincide internamente con la declaración del tamaño de una matriz y su posterior llenado, este tipo de error se manifestaba como un segmentation fault – invalid memory reference, esto es, se reservó espacio en memoria para una matriz y se estaba intentando hacer referencia a una región de la memoria no asignada. Otro error similar ocurría sucede cuando había inconsistencias entre el número de cortes en las mallas X e Y y en su posterior definición; este error se presenta en la consola como un “Fortran Runtime error: bad integer”. Ambos errores se solucionaban a través de una comparación detallada entre el número de cortes y su posterior introducción.

AZTRAN ha sido pensado para su uso en ambientes de cómputo científico, con acceso a computadoras de alto poder de procesamiento. Sin embargo, la mayoría de las computadoras modernas deberían ser capaces de ejecutar una simulación bajo la aproximación S_2 asumiendo que la cantidad de celdas no sea excesiva y que se cuenta con el tiempo suficiente para finalizar con la ejecución. En experimentos caseros, el modelado del reactor con $17 \times 11 \times 40$ cubos produjo resultados preliminares en tiempos de 56308 segundos o aproximadamente 16 horas de ejecución.

Al momento de escribir el input es de vital importancia tener en cuenta el número de cortes en cada dirección, de manera que sea posible hacer un uso eficiente del esquema de paralelización implementado. En el caso del KSMR bajo estudio, las regiones con los ensambles de agua más externos se prestan a un refinamiento de manera que se puedan utilizar el total de los procesadores sin tener que sacrificar precisión en los resultados.

También, por motivos de estabilidad numérica es necesario tener en cuenta que las celdas deben aproximarse lo más posible a cubos, esto es, tener una relación de aspecto (*aspect ratio*) de 1, o, en otras palabras, no es viable realizar modelados Pin-by-Pin en la dirección radial y con baja resolución en el eje axial, pues esto produce grandes desviaciones en el esquema nodal que a su vez resulta en errores difíciles de detectar en el archivo de salida, i.e. flujos negativos o factores pico incorrectos.

4. SALIDA E INTERPRETACIÓN DE LOS RESULTADOS

Para este trabajo se completaron 16 ejecuciones con AZTRAN, para los casos S₂, S₄, S₆ y S₈, con 42 y 81 cortes axiales y las tolerancias internas y externas de 5.0E-04 y 5.0E-05. Los resultados se pueden consultar en la Tabla III, que muestra la *k* efectiva obtenida en cada caso y la diferencia ε que se calculó mediante la fórmula

$$\varepsilon = \frac{k_{serpent} - k_{eff}}{k_{eff}} \quad (2)$$

siendo $k_{serpent} \approx 1.0272$ el resultado de referencia obtenido mediante Serpent.

Tabla III: Resultado de las 16 ejecuciones con AZTRAN

Aproximación S _N	Tolerancias (Interna, externa)	Número de cortes axiales	<i>k</i> _{eff}	ε
S ₂	(5.0E-5,5.0E-4)	42	1.0590	0.0310
		81	1.0589	0.0309
	(5.0E-4,5.0E-5)	42	1.0596	0.0315
		81	1.0589	0.0309
S ₄	(5.0E-5,5.0E-4)	42	1.0603	0.0322
		81	1.0602	0.0321
	(5.0E-4,5.0E-5)	42	1.0612	0.0331
		81	1.0602	0.0321
S ₆	(5.0E-5,5.0E-4)	42	1.0608	0.0327
		81	1.0607	0.0326
	(5.0E-4,5.0E-5)	42	1.0614	0.0333
		81	1.0614	0.0333
S ₈	(5.0E-5,5.0E-4)	42	1.0610	0.0329
		81	1.0609	0.0328
	(5.0E-4,5.0E-5)	42	1.0636	0.0354
		81	1.0609	0.0328

La versión 3.0 de AZTRAN además emite como resultado un archivo de texto llamado Flux&Power que contiene la información de los flujos promediados en cada celda del modelo. Esta información se puede graficar haciendo uso del programa visualizador que se incluye en la distribución como herramienta de post procesado. La Figura 5 muestra los resultados obtenidos para el caso con S_8 , con 81 cortes axiales y criterio de convergencia interno $5.0E-4$ y externo de $5.0E-5$.

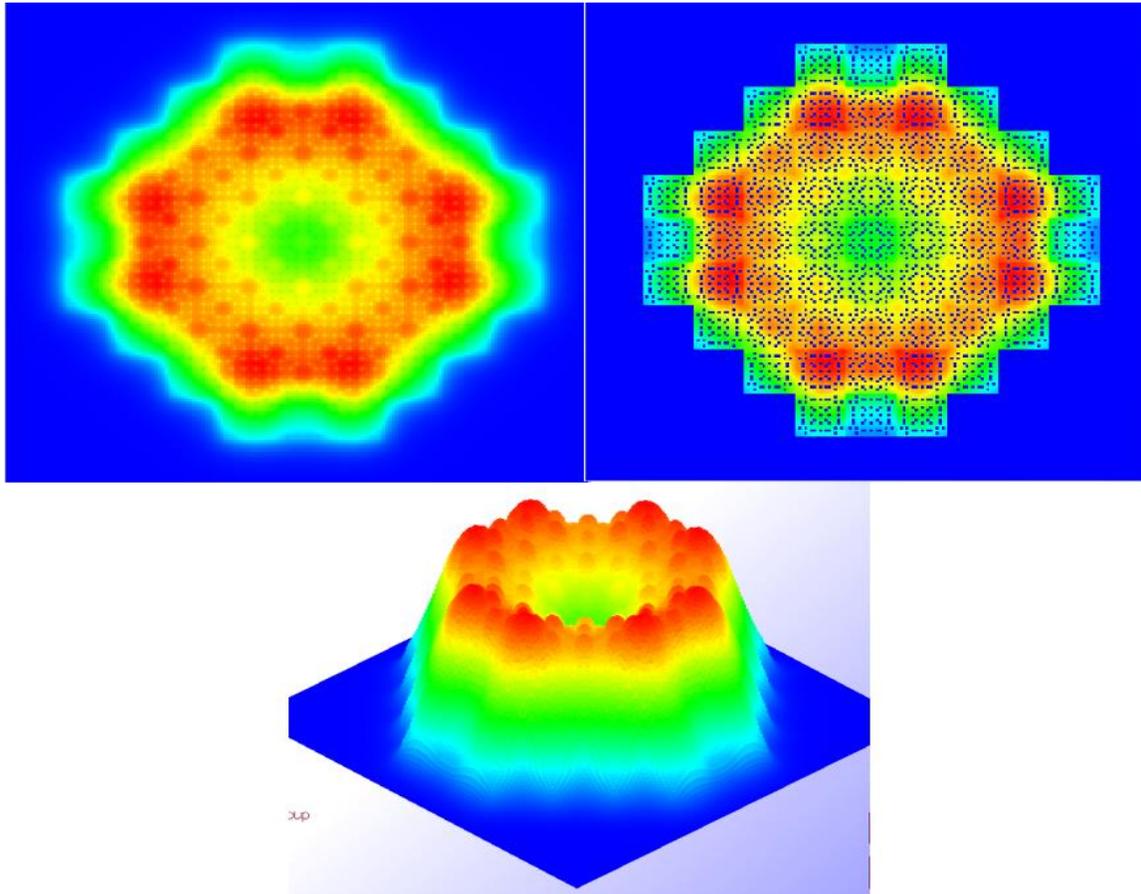


Figura 5. Resultado de la herramienta de visualización para el caso S_8 , con 81 cortes axiales y criterios de convergencia interno $5.0E-4$ y externo $5.0E-5$

5. CONCLUSIONES

Se obtuvo la experiencia necesaria sobre cómo utilizar el software AZTRAN en situaciones reales lo que permitió generar el archivo de entrada de un modelo detallado del núcleo de un reactor KSMR. Se construyeron herramientas, en forma de scripts de Python, que permitieron extraer las secciones eficaces obtenidas con Serpent que a su vez requiere AZTRAN. Los resultados muestran que la modelación fue exitosa y que, no obstante que los resultados obtenidos con AZTRAN difieren de los de Serpent, al menos en lo que se refiere a la k_{eff} , son aceptables. Para obtener mejores resultados será necesario incorporar factores de discontinuidad como los que ofrece el código Serpent.

Con todo esto, se puede notar que AZTRAN se perfila para ser una muy buena opción a tomar en cuenta en trabajos futuros, pues presenta características que lo hacen ideal para el modelado detallado del núcleo de un reactor nuclear lo que usualmente se denomina *pin-by-pin*, sin embargo, para que esto suceda aún es necesario seguir adelante puliendo detalles con respecto a la usabilidad por parte del usuario final.

AGRADECIMIENTOS

Al Mtro. Heriberto Sánchez Mora, por su valiosa ayuda para entender los códigos y en el graficado de los resultados. Al Dr. Julian A. Duran Gonzalez, por su asesoría en la generación del archivo de entrada del código AZTRAN. Agradecimiento especial al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por el apoyo brindado al otorgarme la beca para la realización de mis estudios de Maestría.

REFERENCIAS

1. A.-M. Gómez Torres, F. Puente Espel, E. del Valle Gallegos, J.L. François, C. Martin-del-Campo, G. Espinosa-Paredes, "AZTLAN: Mexican Platform for Analysis and Design of Nuclear Reactors", Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP, Nice, France (2015).
2. Julian A. Duran Gonzalez, E. del Valle Gallegos, A.-M. Gómez Torres, "AZTRAN: un código de transporte de neutrones paralelo dependiente del tiempo", *Memorias de la Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas*, **26**, p. 67-72 (2021).
3. Julian A. Duran Gonzalez, E. del Valle Gallegos, A.-M. Gómez Torres, "Paralelización híbrida (MPI-OpenMP) en el código de transporte AZTRAN", *Memorias del XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, Zacatecas, Zacatecas, del 15 al 18 de noviembre (2020).
4. Keung Koo Kim, Wonjae Lee, Shun Choi, Hark Rho Kim, Jaejoo Ha, "SMART: The First Licensed Advanced Integral Reactor", *Journal of Energy and Power Engineering*, **8**, p. 94-102 (2014).
5. Yousef Ibrahim Alzaben, "Neutronics and Thermal-Hydraulics Safety Related Investigations of an Innovative Boron-Free Core Integrated Within a Generic Small Modular Reactor". Tesis de doctorado, Karlsruhe Institut für Technologie, Alemania (2019).
6. Daniel T. Ingersoll, Mario D. Carelli, *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors*, Woodhead Publishing, United Kingdom (2021).
7. Samuel Vargas Escamilla, Guillermo Ibarra Reyes, "AZTRAN 1.0 – AZTLAN TRANSPORT NEUTRONIC CODE: Manual de usuario" (2015).
8. Wes McKinney, "Pandas: A Foundational Python Library for Data Analysis and Statistics", *Workshop on Python for High Performance and Scientific Computing* (2011).
9. Lemenkova, P., "Processing Oceanographic Data by Python Libraries NumPy, SciPy And Pandas", *Aquatic Research*, **2**, p. 73-91 (2019).
10. Leppänen, J., et al., "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013", *Annals of Nuclear Energy*, **82**, p. 142-150 (2014).

AZTRAN VIEWER: Herramienta de Visualización del Código AZTRAN

Heriberto Sánchez Mora y Edmundo del Valle Gallegos
Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Gustavo A. Madero, 07738, Ciudad de México, México
Heribertosanchez7@hotmail.com; evalle@ipn.mx

Julián A. Duran González
Karlsruhe Institute of Technology (KIT), Institute of Neutron Physics and Reactor Technology
(INR)
Hermann-von-Helmholtz-Platz 1, 76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Germany
julian.gonzalez@kit.edu

Francisco D. Camacho González
Instituto Nacional de Astrofísica, Óptica y Eléctrica
Luis Enrique Erro #1, Sta María Tonanzintla, 72840 San Andrés Cholula, Puebla, México
francisco.david.9.7@gmail.com

Armando M. Gómez Torres
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México – Toluca, La Marquesa s/n, Ocoyoacac, 52750, Estado de México, México
armando.gomez@inin.gob.mx

Resumen

El presente trabajo muestra una extensión para el proyecto AZTRAN referente a la visualización de los resultados obtenidos del código AZTRAN. La herramienta de visualización llamada AZTRAN VIEWER tiene la capacidad de mostrar, de forma rápida y automatizada, los resultados del flujo neutrónico y la potencia en el núcleo de un reactor, con distintas características de visualización, como histogramas, perfiles de potencia, seleccionar el perfil de potencia axial, etc. Este programa es la primera iteración para facilitar el reporte de resultados en la plataforma AZTRAN con imágenes de alta calidad con pocos requerimientos computacionales. El programa fue desarrollado en C++ con la utilización de las librerías de OpenGL.

1. INTRODUCCIÓN

AZTRAN [1] (AZtlan neutron TRansport for Nuclear ANalysis) es un código paralelo determinista que resuelve numéricamente la ecuación de transporte de neutrones con dependencia en tiempo para medios multiplicativos. AZTRAN está programado en Fortran 90 y discretiza las siete variables independientes usando las siguientes metodologías:

- variable espacial: Método nodal RTN-0 [2]
- variable energía: Aproximación por multigrupos [3]

- variable angular: Método de ordenadas discretas [4]
- variable temporal. Método theta [5].

Al emplear estas metodologías a la ecuación de transporte se llega a un sistema lineal de ecuaciones, donde es necesario usar métodos iterativos para obtener la solución numérica. La aproximación al flujo angular se llega mediante el método de iteración de fuente (iteraciones internas), no obstante, al resolver problemas en estado estacionario con medios multiplicativos, la ecuación de transporte se convierte en un problema de valor propio en donde se obtiene el factor de multiplicación efectiva k_{eff} (eigenvalor), en el caso de AZTRAN dicho eigenvalor se obtiene por medio del clásico método de las potencias (iteraciones externas).

Respecto a la implementación paralela en AZTRAN, está desarrollada en una descomposición de dominio híbrida (espacial-energía) [6], usando las interfaces Message Passing Interface (MPI) y Open MultiProcessing (OpenMP). Esta descomposición híbrida es una combinación de la descomposición en espacio con MPI [7] y la descomposición en energía con OpenMP [8] basados en los algoritmos descritos en estos trabajos previos. Para una información más detallada de la metodología, así como resultados de la paralelización aplicados a problemas de referencia resueltos satisfactoriamente por AZTRAN se encuentra en la referencia [9].

La utilización de programas visuales para el análisis de datos ha facilitado la interpretación de resultados en muchas áreas de la ciencia e ingeniería. Algunos ejemplos de ello son herramientas como SALOMÉ [10], que funciona bajo una licencia libre, GRAPE [11] con enfoque en termohidráulica de reactores nucleares, SolidWorks [12], entre otros. Algunos programas de análisis neutrónicos incluyen por defecto sus propias interfaces visuales, tal es el caso de SERPENT [13] que ofrece una visualización de los resultados obtenidos una vez realizada la simulación. En este trabajo se muestra un programa realizado en C++ utilizando las librerías de OpenGL para la visualización de datos obtenidos del código AZTRAN [1] perteneciente al proyecto AZTLAN Platform [14].

2. AZTRAN VIEWER

Una vez realizada la simulación, AZTRAN genera dos archivos de salida, en uno se obtiene la información general de la simulación, considerando la malla gruesa y las iteraciones realizadas para obtener el factor de multiplicación de neutrones efectivo, y en otro archivo se tiene escrito la información del resultado final en malla gruesa y malla fina, con el fin de que esta información sea leída por el código AZTRAN VIEWER y posteriormente realizar una visualización de los resultados con una buena calidad de imagen. La **Figura 1** muestra un diagrama general de la función de AZTRAN VIEWER, donde el dibujo ilustra la lectura del archivo OUT_PUT_DETAILED.AZ como el archivo que es leído por el visualizador y genera una imagen en escala de colores con respecto al valor de la magnitud de la variable selecciona en una posición del núcleo.

El programa cuenta con distintas características. Al inicio de la ejecución y la lectura del documento, la primera pantalla que el programa ofrece es una visualización del núcleo y la distribución del flujo neutrónico normalizado como se muestra en la **Figura 2**. Esta figura puede ser rotada con los cursores del teclado. En esta pantalla es también posible ver los diferentes botones de las opciones que tiene el programa, como es la selección del grupo de energía la cual se muestra en la parte inferior izquierda. Del lado opuesto, se puede seleccionar la visualización de la variable que se desea observar, potencia o flujo neutrónico, ambos normalizados. Los botones de “ZOOM+” y “ZOOM-“ sirven para acercar o alejar la imagen, respectivamente. Los botones “Surface XY” y “Original View” tienen la utilidad de visualizar el núcleo desde una vista

al eje XY del plano y regresar la visualización a las condiciones iniciales de visualización, respectivamente.

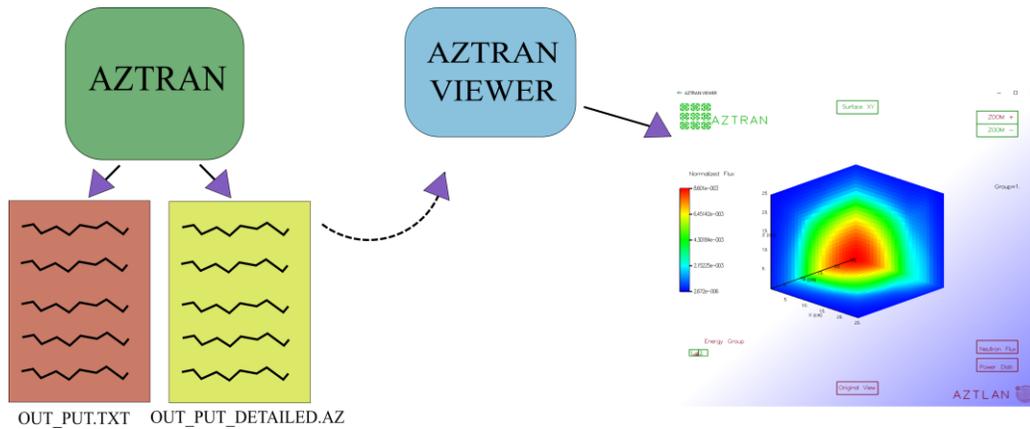


Fig. 1. Diagrama de acoplamiento entre AZTRAN y AZTRAN VIEWER.

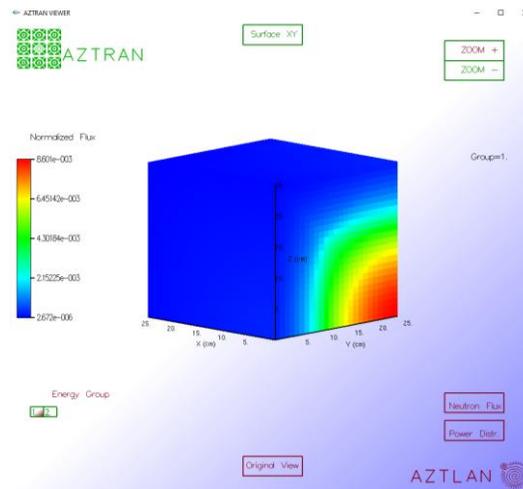


Fig. 2. Distribución de flujo neutrónico normalizado.

Otra característica importante es el menú que es desplegado con clic derecho que se muestra en la **Figura 3**. Éste proporciona diferentes opciones para recortar el núcleo y sea visualizado en regiones internas de la visualización, ver imágenes del perfil de la variable seleccionada en algún corte axial. Por ejemplo, la opción “X Cut”, “Y Cut”, y “Z Cut”, dan un abanico de posiciones en las distintas regiones de corte en la dirección del sistema coordinado que se desea observar, como muestra la **Figura 4**.

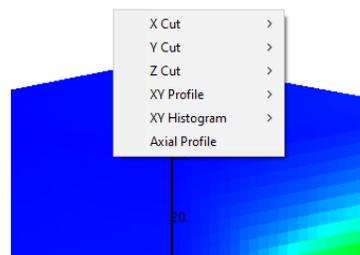


Fig. 3. Menú con clic derecho.

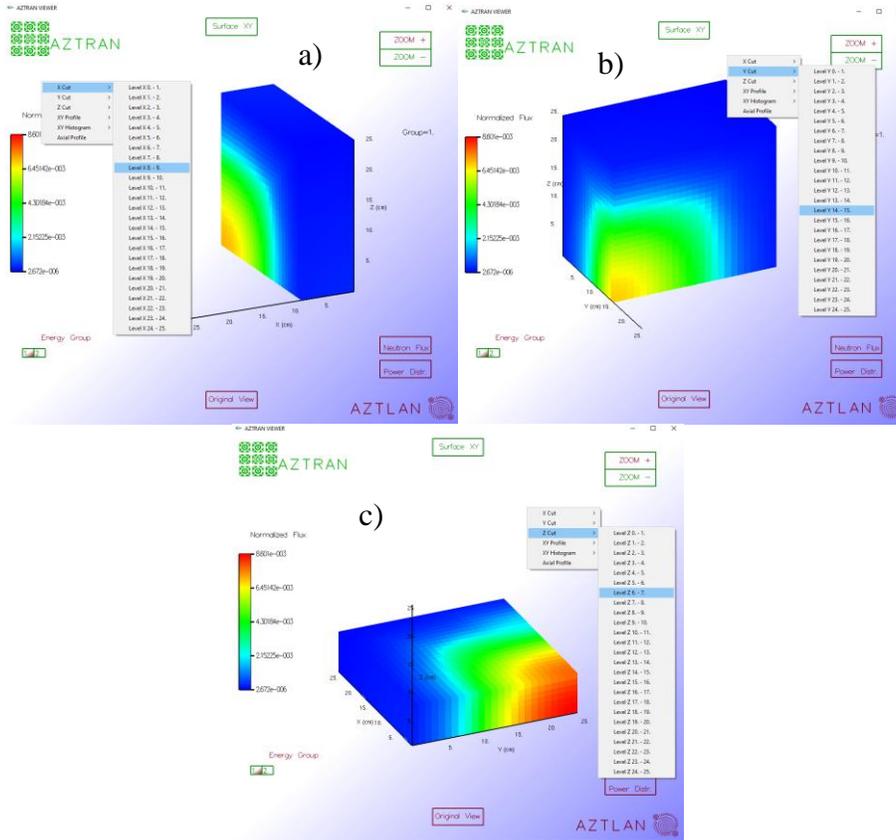


Fig. 4. Visualización de corte para a) dirección X, b) dirección Y, c) dirección Z.

También, como se muestra en el menú de la **Figura 3**, existen las opciones de “XY profile” y “XY histogram” que permiten realizar una imagen en un corte axial, ya sea en una curva suave o un arreglo de histogramas en el plano XY como se ilustra en la **Figura 5**.

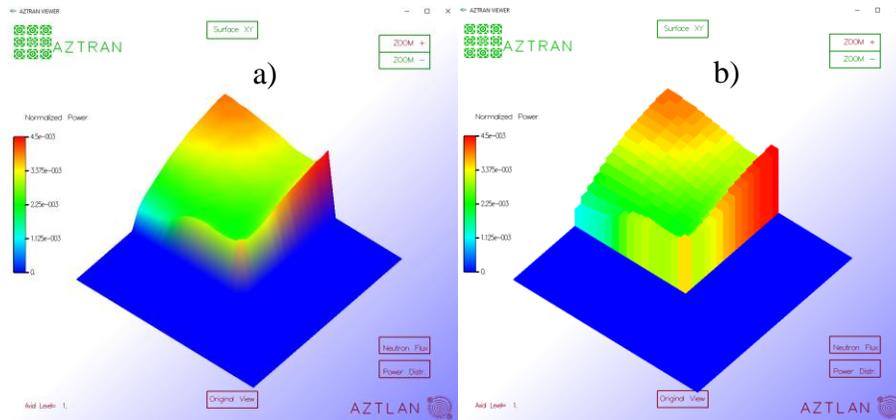


Fig. 5. Opciones de visualización de a) “XY Profile” y b) “XY histogram”.

Y una última característica que se muestra en el menú de la **Figura 3** es la “Axial Profile”, la cual muestra un mapa en el plano XY de la malla del sistema discretizado marcando con gris las regiones donde no hay potencia, en blanco donde hay potencia y en azul la región seleccionada. Esto tiene como objetivo mostrar el perfil de potencia axial en una región de la malla seleccionada con clic izquierdo. En la **Figura 6** se muestra lo anterior mencionado.

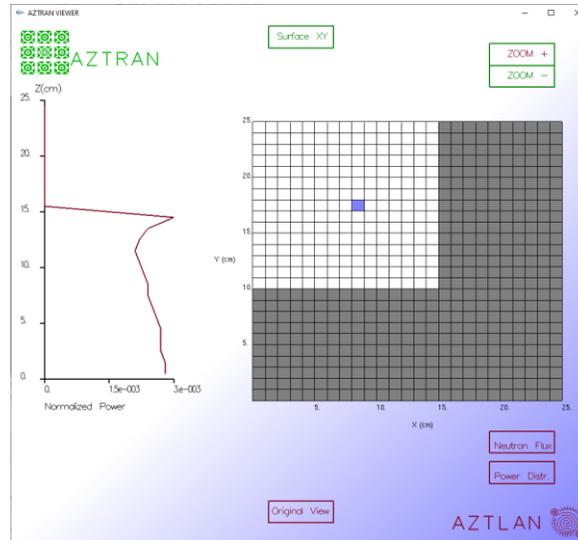


Fig. 6. Perfil de potencia axial en la región de malla seleccionada.

3. DESCRIPCIÓN NEA C5G7-3D MOX BENCHMARK

El problema de referencia C5G7 [15] fue propuesto por la OECD/NEA para probar la habilidad de códigos modernos deterministas de transporte de neutrones para simular núcleos de reactores heterogéneos sin homogeneización espacial. En 2003, el benchmark original fue especificado como un problema 2D y 3D. Sin embargo, en el problema 3D los efectos reales no pudieron ser analizados dado que eran muy parecidos al caso 2D. Por lo que, en 2005, se propuso una configuración 3D extendida más retardora al agregar más heterogeneidad con barras de control. Estas configuraciones han sido ampliamente analizadas por varios códigos de transporte en los cuales se incluye AZTRAN, en donde se obtuvieron resultados satisfactorios [1]. No obstante, la configuración 3D original no fue considerada, por lo que para este trabajo esta configuración fue la seleccionada para el análisis con AZTRAN.

El modelo 3D original está constituido por 2 tipos de ensamblajes de combustible: UO_2 y MOX, mostrados en la **Figura 7**, cada ensamblaje se compone por 17×17 celdas pin basados en los siguientes materiales: combustibles UO_2 , 4.3% MOX, 7.0% MOX, 8.7% MOX, cámara de fisión, tubos guía y agua como moderador.

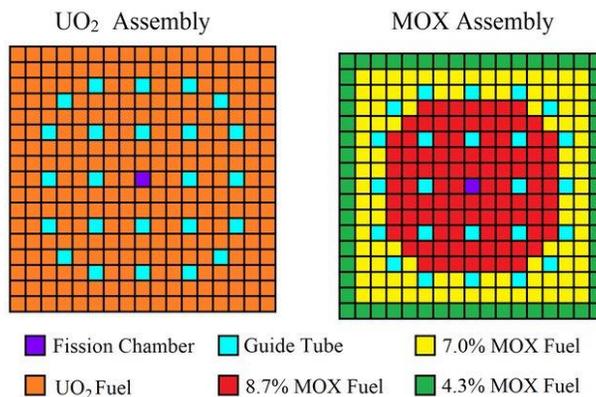


Fig. 7. Configuración de los ensamblajes combustible.

La dimensión radial total consiste en 64.26 cm x 64.26 cm, mientras la dimensión de cada ensamble es de 21.42 cm x 21.42 cm. En lo que respecta a la altura, los ensambles tienen una dimensión de 192.78 cm y más un adicional de 21.42 por la parte del moderador. Las condiciones de frontera aplicadas a la configuración son las siguientes: reflectivas en la cara izquierda, lejana y abajo, y de vacío en las caras derecha, cercana, superior. En la **Figura 8** se aprecia la configuración del problema descrito.

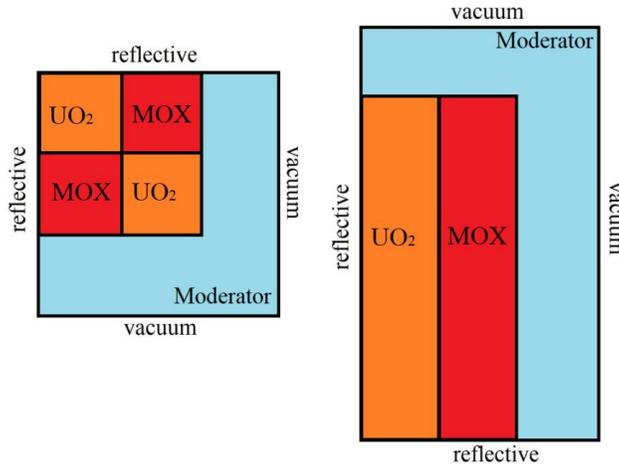


Fig. 8. Configuración C5G7-3D.

4. RESULTADOS CON AZTRAN VIEWER

El cálculo fue ejecutado con 18 procesadores en paralelo en un tiempo de 38 horas, además se aplicaron los siguientes criterios de convergencia 10^{-7} y 10^{-6} para el flujo y la k_{eff} respectivamente. Se modeló geoméricamente el pin con la configuración más sencilla, como un cuadrado equivalente ya que la herramienta sólo puede modelar con geometría cartesiana.

En la Tabla I se presentan los valores de la k_{eff} para diferentes ordenadas discretas, en donde se comparó con los resultados obtenidos contra MCNP5 [16], en donde se halla diferencias de hasta 74 pcm. Se puede notar que la mayor diferencia se obtiene usando la mayor dirección angular, sin embargo, como se demostró en [1], tener un valor cercano no garantiza el mejor resultado (al comparar pin por pin), ya que k_{eff} es un valor integral, por lo que se tiene que hacer también el análisis de la distribución de potencia.

Tabla I. Factor de multiplicación efectiva C5G7-3D.

MCNP5	AZTRAN S ₂	AZTRAN S ₄	AZTRAN S ₈
1.18327	1.18340	1.18256	1.18239
error pcm	11 pcm	60 pcm	74 pcm

Con el programa de visualización, es posible identificar las zonas con mayor generación de potencia como lo muestra la **Figura 9**, en una vista superficial en el plano XY a una altura axial de 0 cm.

En este punto es posible realizar un procedimiento para un análisis termohidráulico, ya que una vez identificadas las zonas con mayor potencia. Con el programa es capaz de obtener el perfil de potencia normalizado. Considerando una región con la mayor cantidad de potencia generada con respecto a la **Figura 9**, como muestra la **Figura 10**.

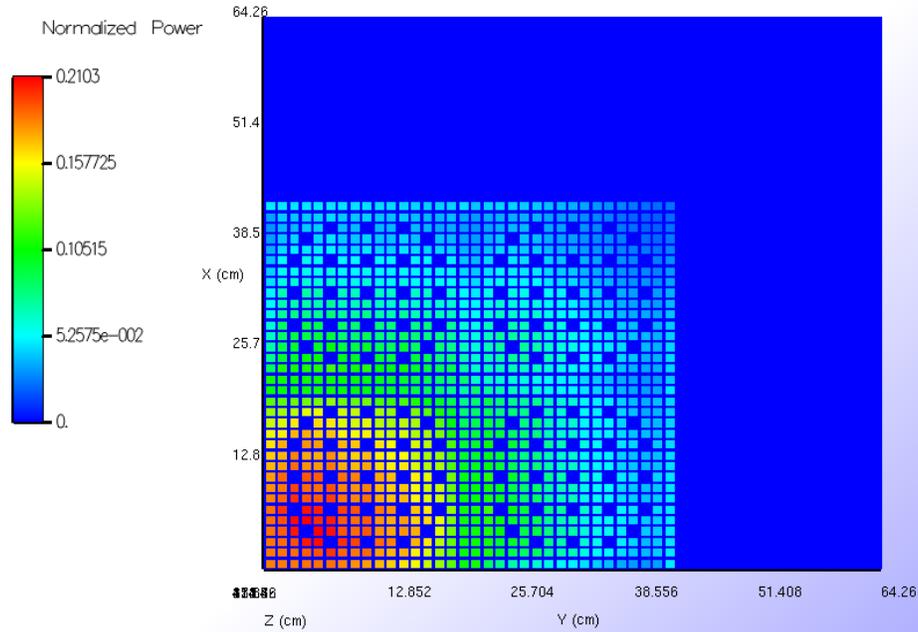


Fig. 9. Campo de potencia generada en el plano XY en $z=0$ cm.

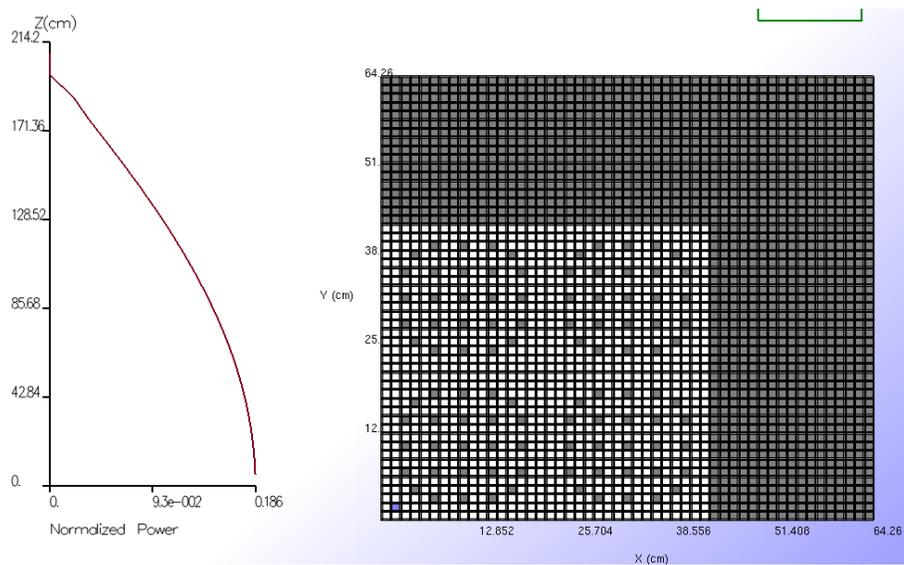


Fig. 10. Perfil de potencia axial en C5G7-3D.

Con el programa de visualización, se puede observar el efecto de *up-scattering* para los diferentes grupos de energía con mayor facilidad. En la **Figura 11**, se muestra el perfil de flujo neutrónico para diferentes grupos de energía y se aprecia un aumento con el grupo de energía.

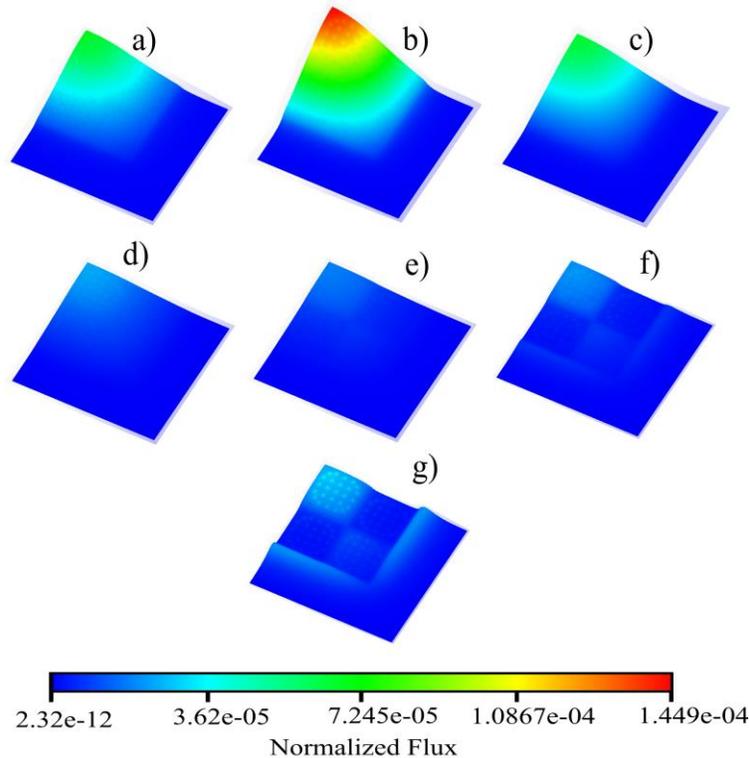


Fig. 11. Flujo neutrónico en $z = 0$ cm para los grupos de energía a) 1, b) 2, c) 3, d) 4, e) 5, f) 6 y g) 7.

4. CONCLUSIONES

Con la herramienta desarrollada se facilita el agrupamiento de información y visualización de resultados obtenidos con AZTRAN. Debido a la alta cantidad de información obtenida de la información de las simulaciones, reduce el tiempo de graficación, ya que con solo una lectura de esta herramienta se obtiene la información de interés con una interfaz agradable de alta calidad.

REFERENCIAS

1. J. Duran-Gonzalez, E. Del Valle-Gallegos, M. Reyes-Fuentes, A. Gomez-Torres, and V. Xolocostli-Munguia, "Development, verification, and validation of the parallel transport code AZTRAN", *Progress in Nuclear Energy*, **137**, p. 103792 (2021).
2. J.P. Hennart, E. del Valle, "Nodal finite element approximations for the neutron transport equation", *Mathematic and Computers in Simulation*, **80**, p. 2168-2176 (2010).
3. D. Cacuci, *Handbook of Nuclear Engineering: Vol. 2: Reactor Design*, Springer Science & Business Media (2010).
4. C. Bengt, G.I. Bell, "The Solution of the Transport Equation by the SN method", In *Proc. U.N. Intl. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy* (1958).
5. P.J. Davis, P. Rabinowitz, *Methods of Numerical Integration*, Academic Press (1984).
6. J. Duran-Gonzalez, E. del Valle-Gallegos, A. Gomez-Torres, "Paralelización híbrida (MPI-OpenMP) en el código de transporte AZTRAN", *XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Zacatecas* (2020).
7. J. Duran-Gonzalez, E. del Valle-Gallegos, A. Gomez-Torres, "Implementación del Método de Descomposición en Dominios en AZTRAN", *XXX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Monterrey* (2019).

8. J. Duran-Gonzalez, E. del Valle-Gallegos, A. Gomez-Torres, “Aplicación de memoria compartida en el Código AZTRAN usando OpenMP”, *XXIV Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas*, Ciudad de México (2019).
9. J. Duran-Gonzalez, “*Development of an Upgraded Version of AZTRAN: A 3D Parallel Sn Transport Code for Light Water Reactor Analysis*”, Phd Thesis, Mexico City (2022).
10. <https://www.salome-platform.org/> 24/08/2022
11. GRAPE: Graphical RELAP/SCDAPSIM Analysis Platform for Education and Engineering. Masahiro Tatsumi, Kosuke Tsujita, Kotaro Sato, Yohei Tamari. Charlotte, North Carolina, USA : 24th International Conference on Nuclear Engineering, 2016.
12. <https://dmd.com.mx/solidworks/> 24/08/2022
13. J. Leppänen, Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, VTT Technical Research Centre of Finland. (June 18, 2015).
14. Armando M. Gómez Torres, Federico Puente Espel, Edmundo del Valle Gallegos, Juan L. François Lacouture, Cecilia Martín del Campo Márquez, Gilberto Espinosa Paredes, “AZTLAN Platform: Plataforma Mexicana para el Análisis y Diseño de Reactores Nucleares”, XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana (2014).
15. E.E. Lewis, M.A Smith, N. Tsoulfanidis, et al, Benchmark Specification for Deterministic 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Transport Calculations without Spatial Homogenization (C5G7 MOX Benchmark), Num.16 in NEA/NSC/DOC, OECD/NEA (2003).
16. Sonia M. Reda, Esmat A. Amin, “Calculation of the NEA C5G7 MOX benchmark with MCNP5”, *Progress in Nuclear Energy*, 76, p. 244-254 (2014).

Análisis de Sensibilidad del Reactor Chino Experimental CEFR Empleando los Códigos Serpent y AZNHEX

Juan Galicia-Aragón, Roberto Lopez-Solis, Armando Gomez-Torres

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

*Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, C.P. 52750 Ocoyoacac, Méx., México
jgaliciaa87@gmail.com; roberto.lopez@inin.gob.mx; armando.gomez@inin.gob.mx*

Edmundo del Valle Gallegos

Instituto Politécnico Nacional

*Av. Luis Enrique Erro S/N, Unidad Profesional Adolfo López Mateos, Zacatenco, C.P. 07738
Gustavo A. Madero, Ciudad de México, México
evalle@ipn.mx*

Resumen

El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) participa en el benchmark del Reactor Chino Experimental (CEFR) propuesto por el Instituto de Energía Atómica de China (CIAE). El propósito principal de la participación es verificar y validar el código AZNHEX de la plataforma AZTLAN, desarrollado para cálculos de reactor rápidos que actualmente necesita de la generación de secciones eficaces (XS) por parte de un código externo para su funcionamiento. El código Serpent ha sido seleccionado para esta tarea ya que cuenta con esa capacidad y además, es ampliamente utilizado en el mundo para cálculos de reactores. Entre los diferentes ejercicios propuestos en el benchmark se tiene el de análisis de sensibilidad, que se llevó a cabo tanto con Serpent como con AZNHEX. Este trabajo presenta una descripción completa de la metodología de cálculo planeada para simular con Serpent cada caso propuesto en este ejercicio, incluyendo la parte de extracción de XS, así como la comparación de los resultados numéricos de Serpent y AZNHEX con los de otros participantes.

1. INTRODUCCIÓN

Como resultado de las pruebas de arranque del reactor chino experimental (CEFR), el Instituto de Energía Atómica de China (CIAE) propuso un proyecto de investigación mediante la elaboración de un benchmark [1] que serviría para validar el diseño del núcleo y a su vez, efectuar cálculos neutrónicos con códigos especializados o de nuevo desarrollo para su verificación y validación. El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) en colaboración con el Instituto Politécnico Nacional (IPN), representan a México en este proyecto seleccionando los códigos Serpent v.2.1.31 [2] y AZNHEX, perteneciente a la plataforma AZTLAN [3], para la realización de los ejercicios contenidos en el benchmark. El uso del código de Monte Carlo Serpent para efectuar los cálculos neutrónicos se debe especialmente, por la capacidad que tiene para la generación de secciones eficaces (XS) que son indispensables para que el código AZNHEX

pueda funcionar; esto hace que Serpent sea la mejor opción para esta tarea, además de ser un código ampliamente reconocido y utilizado en el mundo en el área de análisis de reactores.

El benchmark cuenta con un total de 8 paquetes de trabajo (WP), siendo el último de ellos el correspondiente a la parte de análisis de sensibilidad e incertidumbre. Tras la implementación del método de Armónicos Esféricos Simplificados (SP_L) en AZNHEX [4], la totalidad de los ejercicios del benchmark, incluyendo el WP8 en la parte de análisis de sensibilidad, han podido ser reproducidos de manera satisfactoria obteniendo resultados con diferencias no mayores a los 200 pcm en comparación con los resultados de Serpent, reduciéndose aún más esa diferencia al utilizar cálculos con refinamiento axial y radial. Previa a la incorporación de este método, las diferencias en los primeros ejercicios del benchmark superaban los 2000 pcm, esto debido a que los modelos de difusión presentan problemas para representar lo que ocurre en las zonas con altas fugas que en núcleos pequeños como el CEFR, están muy presentes.

Este trabajo presenta la metodología de cálculo utilizada en Serpent para la realización del ejercicio de análisis de sensibilidad con el modelo base, así como el procedimiento para la extracción de las XS y la incorporación de estos datos en AZNHEX. Por último, se presenta la comparación de los resultados obtenidos con ambos códigos con los de otros participantes.

2. DESCRIPCIÓN DEL EJERCICIO DE ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD

Los análisis de sensibilidad son de especial importancia para la evaluación de los parámetros de seguridad de una planta nuclear, garantizando que sus límites permisibles no serán superados bajo ninguna circunstancia. Paulatinamente se ha dado preferencia a las metodologías BEPU (“*Best Estimate Plus Uncertainty*”) sobre los métodos conservadores, ya que estos últimos utilizan modelos predictivos no muy realistas, son relativamente simples y no necesitan un análisis de incertidumbre en sus resultados [5].

El análisis de sensibilidad se efectúa previo a la cuantificación de la incertidumbre en este ejercicio, por lo que el primer paso a realizar consiste en determinar el impacto que trae la perturbación de uno o más parámetros en los resultados finales. De acuerdo a lo establecido en las especificaciones técnicas, que fue propuesto por la *Nuclear and Industrial Engineering* (NINE) de Italia, tres diferentes casos de estudio se plantean para el análisis de sensibilidad utilizando la aproximación conocida como “*brute force approach*” que consiste en seleccionar los parámetros que más influyen en el valor de la k_{eff} (Figura de Mérito FOM) y que pueden contribuir más significativamente en los análisis de incertidumbre. Los tres casos de estudio son;

- 1) Perturbación de un solo parámetro.
- 2) Perturbación de dos parámetros (efecto combinado).
- 3) Perturbación de secciones eficaces de diferentes reacciones nucleares en ciertos núclidos.

Para los dos primeros casos de estudio, los parámetros físicos y geométricos se perturban en porcentajes equivalentes al 1% (perturbación pequeña) y al 10% (perturbación grande) respectivamente tanto de manera positiva (incremento) como negativa (decremento) según lo que se establece en las especificaciones técnicas. En caso de que la perturbación del 10% de lugar a interferencias, como por ejemplo, al disminuir el pitch de los ensambles al grado de que ocurran traslapes entre ellos, el valor máximo permisible para la perturbación, tanto de manera positiva

como negativa, se selecciona. La NINE también ha establecido en las especificaciones técnicas los porcentajes que deben ser utilizados en cada caso a analizar a partir de pruebas realizadas por esta misma institución.

El resultado esperado es la variación del valor de la k_{eff} debido a las perturbaciones realizadas. La Ec. (1) se emplea para obtener esta variación en unidades de pcm y está representada como δk_{effTP} ; $k_{\text{eff}_{\text{nom}}}$ y k_{effTP} son el valor de la k_{eff} sin perturbación de parámetros y el valor de la k_{eff} cuando se perturban los parámetros, respectivamente.

$$\delta k_{\text{effTP}} = k_{\text{eff}_{\text{nom}}} - k_{\text{effTP}} \quad (1)$$

Para el tercer caso de estudio, el código Serpent, que utiliza un método de aproximación equivalente al de la Teoría de Perturbaciones Generalizada (GPT) [6], calcula la integral del coeficiente de sensibilidad (ISC) directamente incluyendo las tarjetas indicadas en el archivo de entrada. Una descripción más detallada al respecto se proporciona en la siguiente sección.

3. ELABORACIÓN DEL MODELO DEL NÚCLEO DEL CEFR CON SERPENT

El modelo en 3D del núcleo del CEFR hecho con Serpent, se construyó a partir de las especificaciones incluidas en el benchmark que incluía las dimensiones de los materiales, su composición y tipo de geometría. El caso seleccionado para realizar los cálculos de sensibilidad fue el caso crítico, en donde, de las ocho barras de control con las que cuenta el reactor, solo una de ellas (barra reguladora RE2) se extrae hasta una altura de 70 mm mientras que el número total de ensamblajes combustibles dentro del núcleo, es de 72. Para una descripción más detallada del núcleo y de los elementos que lo conforman, se invita a ver la referencia [1].

Todos los ensamblajes presentes en el núcleo fueron divididos en 14 zonas axiales con el fin de obtener en cada zona las XS que requiere el código AZNHX para construir un modelo simplificado. Una división radial por anillos también se consideró en el modelo de Serpent, de modo que se tuvieran la menor cantidad de datos posibles para alimentar a AZNHX. Esta división radial se puede visualizar en la Figura 1. De igual manera, un total de 6 grupos de energía para los neutrones fueron considerados [7]. Los valores se presentan en la Tabla I.

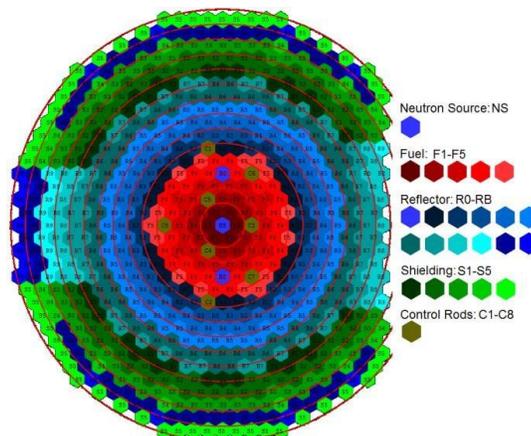


Figura 1. División radial del núcleo del CEFR en el modelo de Serpent

Tabla I. Grupos de energía para los neutrones empleados en las simulaciones

Grupo	Energía (MeV)	Grupo	Energía (MeV)
1	2.00000E+01	4	6.73790E-02
2	1.35340E+00	5	3.35460E-03
3	5.23400E-01	6	7.48520E-04

3.1. Simulación de los Casos de Estudio

En los dos primeros casos de estudio, la perturbación de los parámetros se efectuó manualmente en el archivo de entrada alterando cada valor en los porcentajes establecidos tanto de manera positiva (incremento) como negativa (decremento). La Tabla II muestra algunos de los parámetros considerados para efectuar las perturbaciones para el caso 1.

Tabla II. Parámetros a perturbar (caso 1.- perturbación de un solo parámetro)

Parámetro	Descripción	Valor nominal	Perturbación pequeña	Perturbación grande
Pitch de los ensambles	Cambiar el valor del pitch en todos los ensambles del núcleo del reactor.	6.1252 cm	6.1864 (+1%) 6.0639 (-1%)	6.2778 (+2.5%) 5.9720 (-2.5%)
Masa del U-235	Cambiar la masa del U-235 contenido en el combustible de la zona activa, cambiando el valor de densidad y la composición en el material.	2.9820 kg	3.0118 (+1%) 2.9522 (-1%)	3.2802 (+10.0%) 2.6838 (-10.0%)
Densidad del sodio	Cambiar la densidad del sodio contenido en todo el núcleo del reactor.	892.718 kg/m ³	901.645 (+1%) 883.791 (-1%)	981.990 (+10%) 803.446 (-10%)
Masa del Uranio (zona blanket)	Cambiar la masa del UO ₂ contenido la zona blanket, cambiando el valor de densidad y la composición en el material.	4.0186 kg	4.0587 (+1%) 3.9784 (-1%)	4.4204 (+10.0%) 3.6167 (-10.0%)

Temperatura del núcleo	Cambiar el valor de la temperatura del núcleo, modificando también las dimensiones de los materiales.	250 °C	252.5 (+1%)	275 (+10.0%)
			247.5 (-1%)	225 (-10.0%)

La Tabla III muestra algunos de los parámetros considerados para el caso 2 donde la alteración combinada de parámetros puede afectar la composición inicial de los materiales.

Tabla III. Parámetros a perturbar (caso 2.- perturbación de dos parámetros)

Parámetro	Descripción	Valor nominal	Perturbación pequeña	Perturbación grande
Pitch de los ensambles/Densidad del sodio	Cambiar el valor del pitch en todos los ensambles del núcleo del reactor, al igual que la densidad del sodio.	6.1252 cm/892.718 kg/m ³	6.1864 (+1%)/ 901.645 (+1%) 6.0639 (-1%)/ 883.791 (-1%)	6.2778 (+2.5%)/ 981.990 (+10%) 5.9720 (-2.5%)/ 803.446 (-10%)
Pitch de las barras de combustible/Densidad del sodio	Cambiar el valor del pitch de las barras de combustible, al igual que la densidad del sodio.	0.6978 cm/892.718 kg/m ³	7.013 (+0.5%)/ 901.645 (+1%) 6.9433 (-0.5%)/ 883.791 (-1%)	7.0479 (+1%)/ 981.990 (+10%) 6.9084 (-1%)/ 803.446 (-10%)
Diámetro externo de las barras de combustible/Masa del U-235	Cambiar el diámetro de las barras de combustible de la zona activa, al igual que la masa del U-235.	0.5113 cm/2.9820 kg	5.1637 (+1%)/ 3.0118 (+1%) 5.0615 (-1%)/ 2.9522 (-1%)	5.3683 (+5.0%)/ 3.2802 (+10.0%) 4.857 (-5.0%)/ 2.6838 (-10.0%)
Masa del B-10 en las barras de control RE/Masa del U-235	Cambiar la masa del B-10 contenido en las barra de control reguladoras (RE), al igual que la masa del U-235.	0.1173 kg/2.9820 kg	0.1185 (+1%)/ 3.0118 (+1%) 0.1162 (-1%)/ 2.9522 (-1%)	0.1291 (+10.0%)/ 3.2802 (+10.0%) 0.1056 (-10.0%)/ 2.6838 (-10.0%)

En el tercer caso de estudio, se utilizó la tarjeta “sens” en el código Serpent para realizar las perturbaciones en las secciones eficaces de las diferentes reacciones nucleares establecidas en las especificaciones técnicas, entre las cuales están la dispersión elástica, la absorción total y la fisión. Para saber más del método de aproximación que utiliza Serpent para estos cálculos, se invita a ver la referencia [6]. A modo de ejemplo, se presenta la configuración usada en Serpent para obtener el coeficiente de sensibilidad al realizar una perturbación en la sección eficaz de fisión del U-235 en todo el espectro energético.

```
% ----- Sensitivity Calculation -----
sens resp keff
sens pert zailist 922350
sens pert xs mtlist 18
sens opt egrid grid_name
```

Este conjunto de instrucciones nos indican que se perturbará la sección eficaz de fisión (sens pert xs mtlist 18) para el U-235 (sens pert zailist 922350) para obtener el coeficiente de sensibilidad de la k_{eff} debido a la perturbación (sens resp keff) en todo el espectro energético (sens opt egrid grid_name) utilizando en todas las simulaciones una estructura de grupos de energía pre-definida que cuenta con un total de 315 grupos de energía. El resultado final es la integral del coeficiente de sensibilidad (ISC), el cual describe el cambio relativo en % de la de la k_{eff} por un 1% de cambio en la sección eficaz especificada [8] y se representa del siguiente modo:

$$S_{k_{eff}, \sigma_x} = \delta k_{eff} \sigma_x / \delta \sigma_x k_{eff} \quad (2)$$

En todas las simulaciones se utilizaron un millón de historias de neutrones, con un total de 400 ciclos activos y 100 inactivos, obteniendo un error asociado de 6.5 pcm en promedio.

3.2. Extracción de las XS

Aún con las simplificaciones consideradas en los modelos, la cantidad de datos a manejar en la extracción de las XS continuo siendo considerable, por lo que se optó por elaborar un script en el lenguaje de programación Python que se encargara de extraer los datos de XS de cada nodo y para cada grupo de energía, ordenándolos posteriormente en un archivo de texto en el formato que AZNHEX requiere. La elaboración de este script simplificó enormemente el tiempo de recolección de datos y además, eliminó la posibilidad de cometer algún error humano que pudiera darse al extraer y/o al ordenar los datos en el archivo.

4. ELABORACIÓN DEL MODELO DEL NÚCLEO DEL CEFR CON AZNHEX

A diferencia de Serpent, el código AZNHEX requiere de tres archivos de entrada que se describen a continuación:

- 1) Archivo de entrada principal. Es donde se especifican los parámetros para las simulaciones como son el número de grupos de energía, las condiciones de frontera, el pitch de los ensambles y la aproximación SP_L a utilizar. En este archivo también se

definen axialmente los ensambles estableciendo la distancia que tendrá cada uno de los nodos haciendo distinción entre ellos con una simple enumeración tal como puede verse en el siguiente ejemplo:

0, 19.145603, 38.291205, 57.436808, 69.988558, 82.540308, 93.836883, 105.133458, 116.430033, 127.726608, 137.768008, 158.478396, 179.188783, 199.899170, 220.609558

! ntb_1: fuel assembly 1

1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14

Los números que van del 0 al 220.609558, representan las distancias de cada uno de los nodos tal como fueron definidos también en Serpent para la extracción de las XS. Los comentarios en AZNHEX van precedidos por un "!". Los números del 1 al 14 son la cantidad de nodos presentes a lo largo del ensamble que en este caso, corresponde a un ensamble combustible.

- 2) Archivo del mapa radial del núcleo. En este archivo se construye el mapa radial del núcleo de acuerdo al orden de los materiales definido en el archivo de entrada principal. Las separaciones entre ensambles se definen poniendo un "-1" mientras que las zonas sin ningún elemento (zona de vacío) se diferencian del resto poniendo un "0",
- 3) Archivo de XS. En este archivo se colocan los datos extraídos de Serpent respetando el orden de los nodos definidos en el archivo principal. El script de Python genera automáticamente este archivo, sin embargo, al utilizar las aproximaciones SP_L en AZNHEX, las cuales son SP_1 , SP_3 , SP_5 y SP_7 , el número de grupos de energía se va incrementando al utilizar una aproximación mayor, es decir, si al utilizar difusión (SP_1) el número de grupos es de 6, cuando se desea usar la aproximación SP_3 el número de grupos a considerar ahora sería de 12, con SP_5 sería de 18 y con SP_7 sería de 24, lo que repercute directamente en los valores y en la cantidad de datos en las XS. Para solucionar esta cuestión, se creó un archivo ejecutable llamado "*prepro*" el cual permite realizar esta tarea de acuerdo a la aproximación que el usuario vaya a utilizar en los cálculos. Para ello, en el archivo que genera Python se deben especificar también el número de materiales en el núcleo, el número de grupos de energía iniciales y la aproximación SP_L a utilizar. El archivo resultante contiene los datos requeridos de las XS en el formato que AZNHEX necesita para funcionar, restando únicamente que se ubique en el directorio correcto.

5. RESULTADOS FINALES

Los valores de k_{eff} obtenidos con Serpent y AZNHEX empleando una aproximación SP_7 , en condiciones de operación normales, fueron de 1.00004 ± 0.000045 y de 0.99845 respectivamente. Se puede apreciar una diferencia de aproximadamente 200 pcm en el valor de AZNHEX con respecto al obtenido con Serpent, que si bien sigue siendo considerable, representa una mejora significativa en los cálculos con AZNHEX pasando de tener una diferencia superior a los 2000 pcm utilizando difusión, a la señalada anteriormente al usar el método SP_L .

5.1. Caso de Estudio #1: Perturbación de un solo Parámetro

Las Figuras 2 a 8 muestran los resultados obtenidos con Serpent y AZNHEX de los parámetros que más efecto tuvieron en el valor de la k_{eff} al ser perturbados, junto con los reportados por la NINE, el Centro de Investigación Técnica de Finlandia (VTT) y, en algunos casos, el CIAE. Se aprecia en la Figura 2 que la variación de la k_{eff} puede ser considerable si incluso una pequeña perturbación en el pitch de todos los ensambles se llega a considerar. Los mayores efectos se pueden observar en los casos de las Figuras 3 y 4, cuando una perturbación del 10% en la masa del U-235 contenido en la zona activa y en la densidad del sodio respectivamente, pueden traer severas variaciones en la k_{eff} como en el caso mostrado en la Figura 3, donde se tienen valores del orden de los 5000 pcm. Se puede ver también una muy buena aproximación de los resultados de AZNHEX con respecto a los de Serpent y a los de los otros participantes, teniendo mayores discrepancias en los casos presentados en las Figuras 5 y 6, aunque principalmente con respecto a lo obtenido por el VTT. Esto mismo se puede apreciar en los resultados del NINE al compararlos con los del VTT, lo que indica que se siguió la metodología adecuada en Serpent y en AZNHEX para realizar estos cálculos.

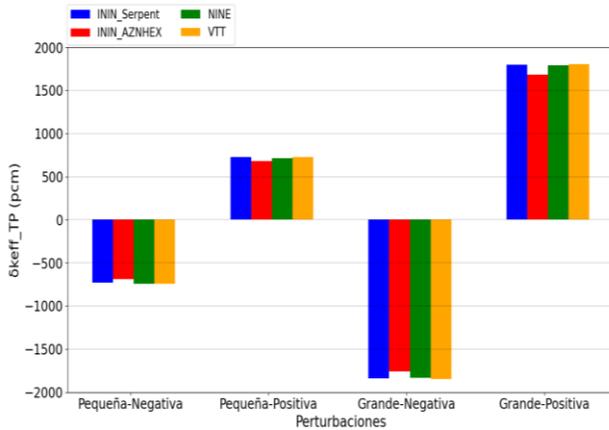


Figura 2. Variación de la k_{eff} al perturbar el pitch de los ensambles

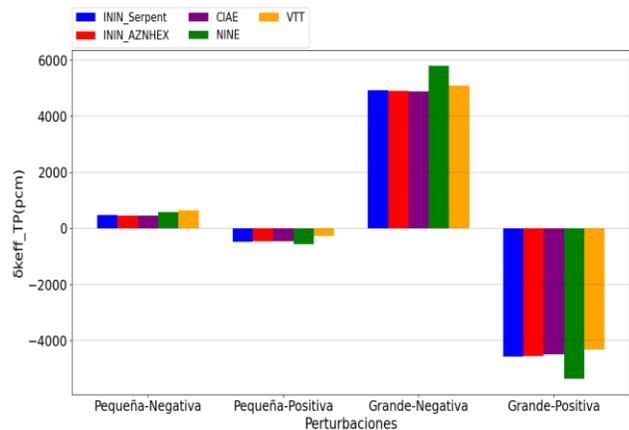


Figura 3. Variación de la k_{eff} al perturbar la masa del U-235 de la zona activa

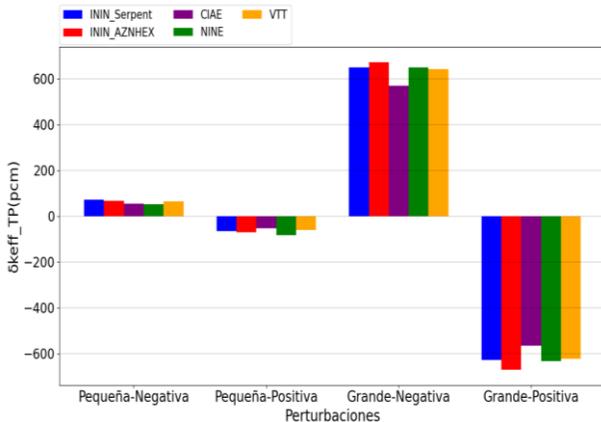


Figura 4. Variación de la k_{eff} al perturbar la densidad del sodio

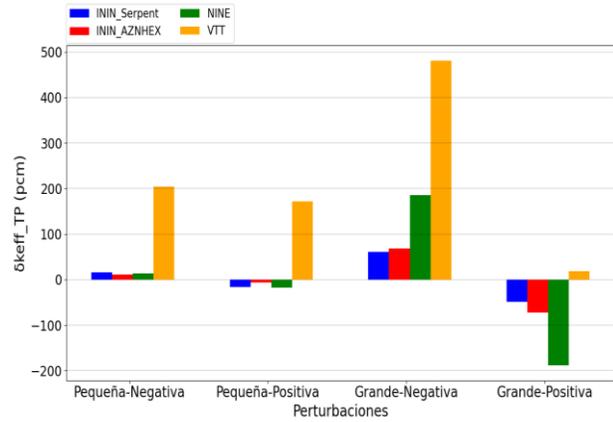


Figura 5. Variación de la k_{eff} al perturbar la masa del Uranio en la zona blanket

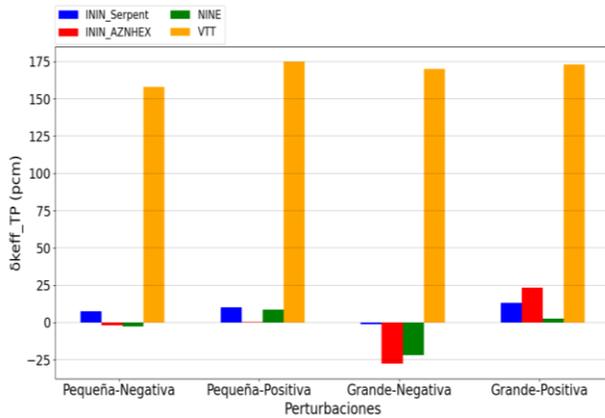


Figura 6. Variación de la k_{eff} al perturbar el diámetro externo de las barras de combustible

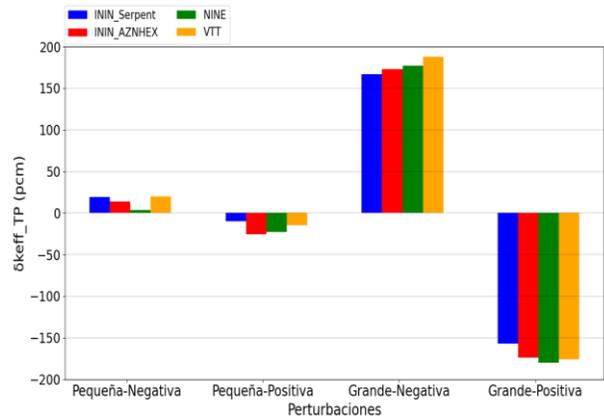


Figura 7. Variación de la k_{eff} al perturbar el espesor del wrapper

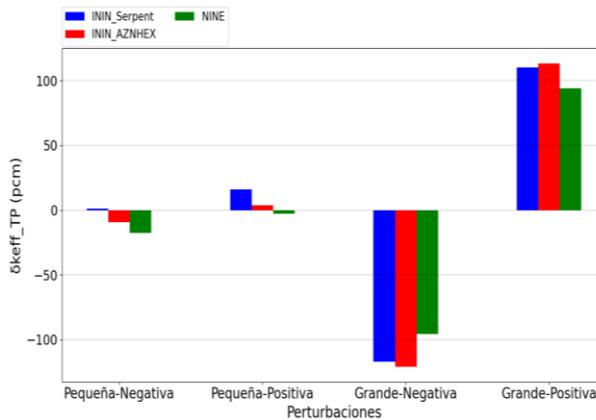


Figura 8. Variación de la k_{eff} al perturbar la temperatura del núcleo

5.2. Caso de Estudio #2: Perturbación de dos parámetros (efecto combinado)

Las Figuras 9 a 17 muestran los resultados de las perturbaciones combinadas obtenidos con Serpent y AZNHEX, así como los valores resultantes de la *Nuclear and Industrial Engineering* (NINE) y el Centro de Investigación Técnica de Finlandia (VTT). Si bien una perturbación en la densidad del sodio puede ser significativa cuando otro parámetro también es alterado simultáneamente como puede verse en la Figura 13 donde la combinación de perturbaciones en el espesor del wrapper y en la densidad del sodio pueden causar variaciones superiores a los 750 pcm (comparar con las Figuras 4 y 7), es la perturbación en la masa del U-235 de la zona activa la que indiscutiblemente, afecta en mayor medida al valor de la k_{eff} tal como puede verse en las Figuras 14, 15 y 16.

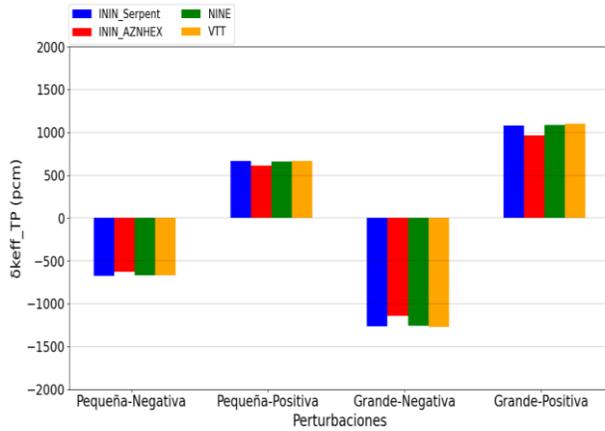


Figura 9. Variación de la k_{eff} al perturbar el pitch de los ensambles y la densidad del sodio

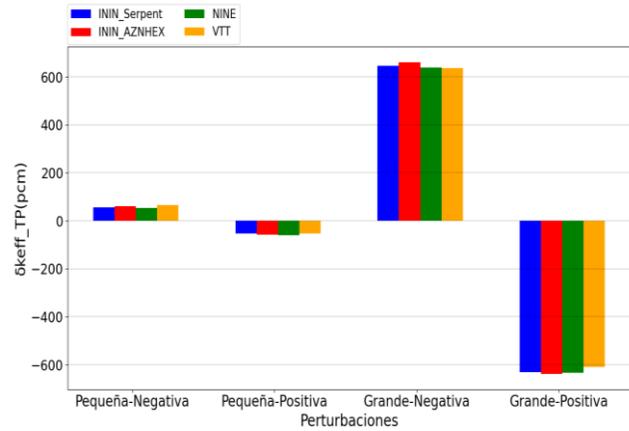


Figura 10. Variación de la k_{eff} al perturbar el pitch de las barras de combustible y la densidad del sodio

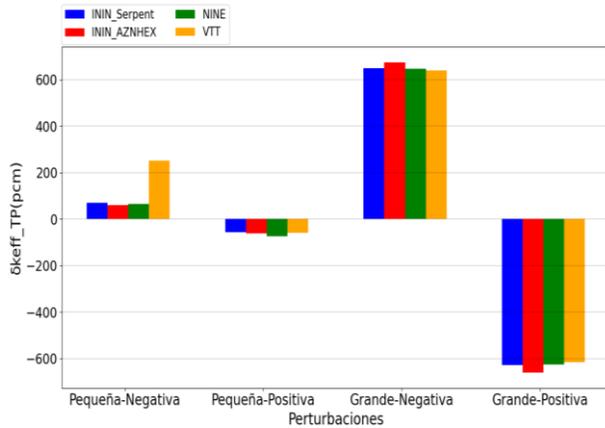


Figura 11. Variación de la k_{eff} al perturbar el pitch de las barras de control y la densidad del sodio

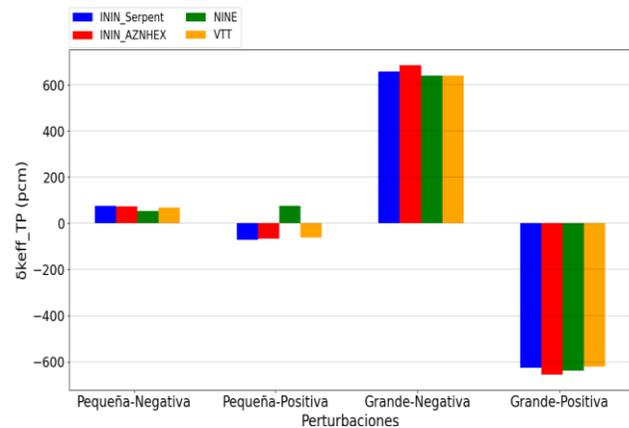


Figura 12. Variación de la k_{eff} al perturbar el pitch de las barras de acero tipo I y la densidad del sodio

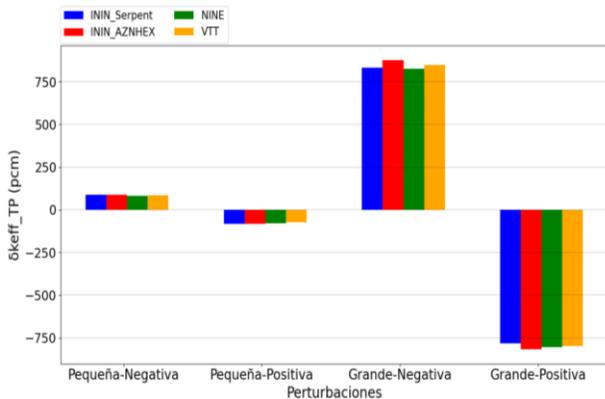


Figura 13. Variación de la k_{eff} al perturbar el espesor del wrapper y la densidad del sodio

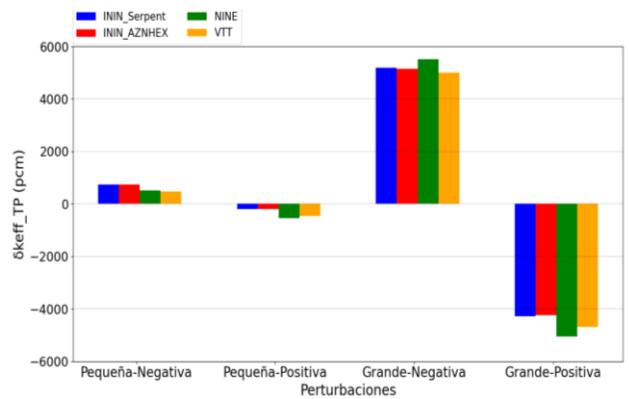


Figura 14. Variación de la k_{eff} al perturbar el diámetro externo de las barras de combustible y la masa del U-235

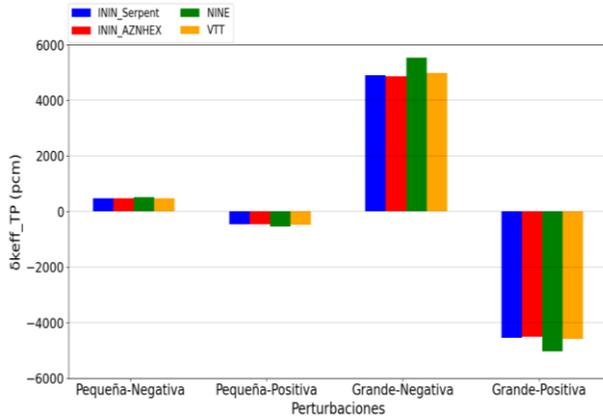


Figura 15. Variación de la k_{eff} al perturbar la masa del B-10 en las barras SH y SA y la masa del U-235

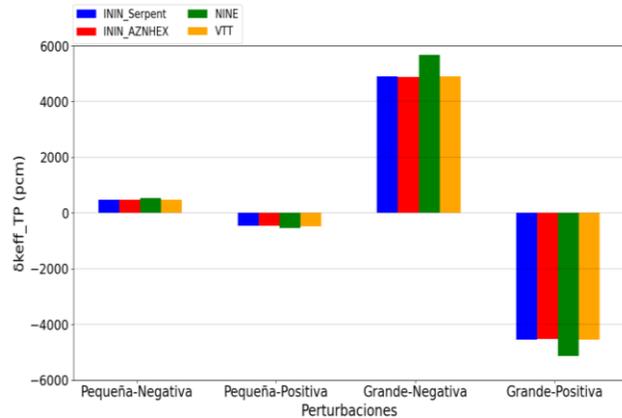


Figura 16. Variación de la k_{eff} al perturbar la masa del B-10 en las barras RE y la masa del U-235

5.3. Caso de Estudio #3: Perturbación de Secciones Eficaces

Ya que este tipo de cálculos no pueden ser realizados con AZNHEX, únicamente se presentan en la Tabla IV los coeficientes de sensibilidad (ISC), calculados con Serpent, los obtenidos por la *Nuclear and Industrial Engineering* (NINE) y el error relativo porcentual de los resultados de Serpent con respecto a los calculados por la NINE.

Tabla IV. Coeficientes de sensibilidad para diferentes reacciones y error relativo

Núclido/Reacción MT (Formato ENDF/B)	Coefficiente de sensibilidad (ISC) - ININ	Coefficiente de sensibilidad (ISC) - NINE	Error relativo (%)
U-235/MT 18	0.5412	0.5413	0.018
U-235/MT 101	-0.0937	-0.0940	0.319
Fe-56/MT 2	0.0652	0.0645	-1.085
O-16/MT 2	0.0640	0.0646	0.929
Na-23/MT 2	0.0573	0.0559	-2.504
U-238/MT 101	-0.0430	-0.0433	0.693
U-238/MT 18	0.0275	0.0274	-0.365
U-238/MT 2	0.0195	0.0183	-6.557
U-235/MT 4	0.0143	0.0144	0.694
U-238/MT 4	0.0131	0.0125	-4.800
Fe-56/MT 4	0.0126	0.0122	-3.279
U-235/MT 2	0.0126	0.0114	-10.526
Fe-56/MT 101	-0.0105	-0.0106	0.943
Na-23/MT 4	0.0072	0.0072	0.000
O-16/MT 101	-0.0020	-0.0021	4.762

Na-23/MT 101	-0.0011	-0.0011	0.000
O-16/MT 4	-0.000060	-0.000045	-33.333

Prácticamente la totalidad de los resultados obtenidos con Serpent se asemejan considerablemente a los reportados por la NINE, con errores relativos menores al 10% e incluso teniendo el mismo resultado en dos casos. Como se puede observar en la tabla, los errores más significativos son para la dispersión elástica (MT 2) en el U-235 y para la dispersión inelástica (MT 4) en el O-16 con 10.526% y 33.333% respectivamente, siendo este último el de mayor discrepancia. Es probable que el error relativo para este último caso pueda reducirse al utilizar una mayor cantidad de historias de neutrones y/o de ciclos activos, sin embargo, necesitarían realizarse las pruebas correspondientes.

6. CONCLUSIONES

Los análisis de sensibilidad constituyen una parte importante en temas de seguridad, siendo necesario el uso de códigos especializados que permitan realizar cálculos confiables y obtener resultados confiables para garantizar que las instalaciones podrán tener un funcionamiento pleno y confiable. Así pues, la propuesta de incluir un WP referente a la parte de sensibilidad e incertidumbre resultó ser acertada ya que permite evaluar que parámetros pueden contribuir a una variación considerable en las condiciones de operación del CEFR. De este modo, el análisis de este reactor es más completo y detallado.

La metodología empleada para construir un modelo simplificado en AZNHEX cumplió un papel importante en la optimización de los tiempos de ejecución, además de que se pudieron obtener resultados altamente precisos en la gran mayoría de casos evaluados. Este logro se debe también a la implementación del método SP_L en el código, obteniendo una mejor estimación en los valores al usar la aproximación SP_7 con tiempos de cómputo considerablemente menores a los que se tuvieron al usar Serpent. De igual manera, la elaboración del script para la extracción y ordenamiento automatizado de las XS con Python fue de gran ayuda para evitar cualquier error humano al momento de realizar esta tarea, además de ahorrar una gran cantidad de tiempo.

Una vez completado el análisis de sensibilidad presentado en este trabajo, se procederá a la parte de la cuantificación de la incertidumbre. En las especificaciones técnicas del WP se establecen la metodología a seguir para realizar esta parte. De igual modo, se planea utilizar otro código de la plataforma AZTLAN llamado AZTUSIA [9] que se enfoca precisamente en el análisis de sensibilidad e incertidumbre y con el cuál se podrá tener un trabajo más completo y desarrollado.

AGRADECIMIENTOS

El ININ agradece al Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER–CONACYT por el apoyo recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform).

REFERENCIAS

1. X.Huo, et.al, “Neutronics Benchmark of CEFR Start-up Tests – Tech. Rep.”, Institute of Atomic Energy, Beijing, China (2019).
2. Jaakko Leppänen, Maria Pusa, Tuomas Viitanen, Ville Valtavirta, Toni Kaltiaisenaho, “The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **82**, p. 142-150 (2015).
3. Gómez Torres, A. M., et.al, “AZTLAN: Mexican Platform for Analysis and Design of Nuclear Reactors”, *Proceedings of ICAPP 2015*, Nice, Francia, 03 al 06 de Mayo (2015).
4. Guillermo Muñoz-Peña, Edmundo del-Valle-Gallegos, Armando Miguel Gomez-Torres, “Canonical implementation of Simplified Spherical Harmonics (SP_L) in the neutron diffusion code AZNHEX”, NERS-20-1114 (2020). <https://doi.org/10.1115/1.4049277>.
5. Mendizábal Sanz, Rafael. “Contribución al estudio de las metodologías de cálculo realista con incertidumbre (BEPU), dentro del análisis determinista de seguridad de plantas nucleares”, Tesis Doctoral, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Aeronáuticos, Universidad Politécnica de Madrid (2016). <https://doi.org/10.20868/UPM.thesis.39524>.
6. Manuele Aufiero, Adrien Bidaud, Mathieu Hursin, Jaakko Leppänen, Giuseppe Palmiotti, Sandro Pelloni, Pablo Rubiolo. “A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code Serpent”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **85**, p. 245-258 (2015).
7. V.A Di Nora, E. Friedman, E. Nikitin, Y. Bilodid, K. Mikityuk. “Optimization of multi-group energy structures for diffusion analyses of sodium-cooled fast reactors assisted by simulated annealing – Part I Methodology demonstration”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **155**, (2021). 108183.
8. Robinson Velasco, Marta. “Herramienta NDaST para Análisis de Sensibilidad e Incertidumbre. Aplicación al Reactor Rápido Refrigerado por Plomo ALFRED”, Proyecto fin de Grado, Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas y Energía, Universidad Politécnica de Madrid (2017). https://oa.upm.es/47352/1/TFG_MARTA_ROBINSON_VELASCO.pdf
9. Melisa Reyes-Fuentes, Edmundo del-Valle-Gallegos, Julian Duran-Gonzalez, Javier Ortiz-Villafuerte, Rogelio Castillo-Durán, Armando Gómez-Torres, Cesar Qeral. “AZTUSIA: A new application software for Uncertainty and Sensitivity analysis for nuclear reactors”, *Reliability Engineering & System Safety*, Vol. **209**, (2021) 107441.

Preliminary results for the C5G7-2D Benchmark using the PARAFISH code

Julian A. Duran-Gonzalez, Victor H. Sanchez-Espinoza

*Karlsruhe Institute of Technology (KIT), Institute of Neutron Physics and Reactor Technology (INR)
Hermann-von-Helmholtz-Platz 1, 76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Germany
julian.gonzalez@kit.edu; victor.sanchez@kit.edu*

Armando M. Gómez-Torres

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Departamento de Sistemas Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, Ocoyoacac C.P. 52750, Mexico
armando.gomez@inin.gob.mx;*

Edmundo del Valle-Gallegos

*Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. IPN S/N, Alcaldía Gustavo A. Madero C.P. 07738, Mexico
edmundo.delvalle@gmail.com*

Abstract

This work uses the spherical harmonics method (P_L) based on the even-parity formulation implemented in the deterministic neutron transport solver PARAFISH to analyze the well-known NEA C5G7-2D fuel assembly Benchmark problem. The results were compared against the deterministic parallel neutron transport code AZTRAN (S_N method). The eigenvalues calculated by PARAFISH agree well with the AZTRAN code; however, some differences are found regarding the pin power errors; even so, the results are consistent with the reference solutions.

1. INTRODUCTION

For analyzing a nuclear reactor is required to solve the neutron transport equation (1), which is a balance equation [1] with seven independent variables (space \vec{r} , energy E , angle $\hat{\Omega}$, and time t), where $\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ is the angular neutron flux, $\Sigma_t(\vec{r}, E)$ is the total macroscopic cross-section, $V(E)$ the neutrons velocity and $S(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ the neutron source (obtained by fission and scattering). Unfortunately, getting an analytic solution is complicated for multidimensional and heterogeneous configurations, only it is possible for uni-dimensional, homogeneous, and one energy-group problems. Thus, modern numerical approaches are employed to approximate the equation accurately. One way is the deterministic approach, where independent variables are discretized to get a set of algebraic equations and then solve them numerically. Typically, the multi-group approximation [2] is applied to discretize the energy variable. In the case of the spatial variable, nodal methods [3] or finite element methods [4] are the most used. Regarding the time variable, the theta method [5] is employed very commonly. Finally, to treat the angular variable, there are several methods, such as the spherical harmonics method (P_L) [6], discrete-ordinates method (S_N) [7], and method of characteristics (MOC) [8].

$$\frac{1}{V(E)} \frac{\partial \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \Sigma_t(\vec{r}, E, t) \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) = S(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (1)$$

Concerning the angular treatment, every method has advantages and disadvantages among them; nonetheless, it is required to highlight the following drawbacks: the S_N method suffers from the ray effects [9], which is a non-physical numerical behavior but can be smoothed by increasing the number of discrete-ordinates. MOC approximation has the disadvantage of high computational cost, although it can treat arbitrary geometries. P_L method leads to a complex set of equations that complicate the code implementation since it involves angular moments mixed with spatial derivatives. However, the main advantage of P_L method is that the equations are invariant under rotation and do not depend on the direction of the coordinates; therefore, it does not suffer ray effects.

The P_L is a well-known approximation that treats the angular variable as spherical harmonics expansion truncated to a finite order N , obtaining a finite approximation. Besides, these equations formally converge to the exact solution as $N \rightarrow \infty$, so this approximation provides the best solution. Nowadays, several codes are using this method, among them EVENT [10], VARIANT [11], and SHNC [12]. It should be noted that the P_L approximation can be developed in different ways. In the case of this work, the so-called even parity formulation has been implemented into the neutron transport code PARAFISH [13]. Furthermore, to test the capability of PARAFISH, the C5G7-2D benchmark problem [14] was considered since it allows for testing the ability of deterministic codes to treat a heterogeneous core problem without spatial homogenization. Finally, the results were compared with the S_N neutron transport solver code AZTRAN [15].

2. METHODOLOGY

The PARAFISH code [13] is a deterministic neutron transport solver based on even parity formulation [16] developed by the Karlsruhe Institute for Technology, Germany. The code is written in C++ and solves the 2D/3D (cartesian geometry) steady-state neutron transport equation for multiplicative media. Discretization is performed using the multi-group approximation [2] for the energy variable, non-conforming finite elements [4] for the spatial variable, and spherical harmonics expansions (P_L method) [6] for the angular variable.

The steady-state calculation for PARAFISH can be written as equation (2), where $\vec{x} = \psi^+$ is the even-parity component of the angular neutron flux, and k_{eff} is the effective multiplication factor. Moreover, \hat{A} is the discretized streaming and self-scattering operator, \hat{S} is the non-self-scattering (group to another group) operator, and \hat{F} is the fission operator. The precise definition of these operators can be found in [17].

$$\hat{A}\vec{x} = \frac{1}{k_{eff}} \hat{F}\vec{x} + \hat{S}\vec{x} \quad (2)$$

Solving the steady state makes the equation an eigenvalue problem, where the k_{eff} corresponds to the largest eigenvalue. In the literature, there are several methods to solve eigenvalue problems; however, the classical power method [18] offers a simple procedure, so that it was the reason for

being implemented in PARAFISH. Consequently, equation (2) can be rewritten as equation (3), with $\hat{H} = \hat{A} - \hat{S}$, so that, an iterative process takes place until it fulfills a convergence criteria.

$$\vec{x}^{(n+1)} = \frac{1}{k_{eff}^{(n)}} \hat{H}^{-1} \hat{F} \vec{x}^{(n)} \quad (3)$$

The PARAFISH scheme calculation is the following: First, the input file is read to know the geometry and cross-section data. Then local energy-space-angle matrices ($\hat{A}_i, \hat{S}_i, \hat{F}_i$) are built as a tensor product for each cell [17], and stored in the COO format. Next, all the local matrices are assembled into global operators ($\hat{A}, \hat{S}, \hat{F}$) using the CSR format. After that, equation (3) is solved numerically using the Generalized minimal residual method [19] (GMRES) with the Incomplete Cholesky factorization as preconditioner from the SparseLib++ library [20]. Subsequently, the k_{eff} value is calculated; if it does not satisfy the convergence criterion, the fission source is updated, normalizing with the k_{eff} value (power method) and so on, successively, until the criterion is achieved. Finally, the k_{eff} value and the pin power distribution are displayed in an output file. The Figure 1 describes the procedure.

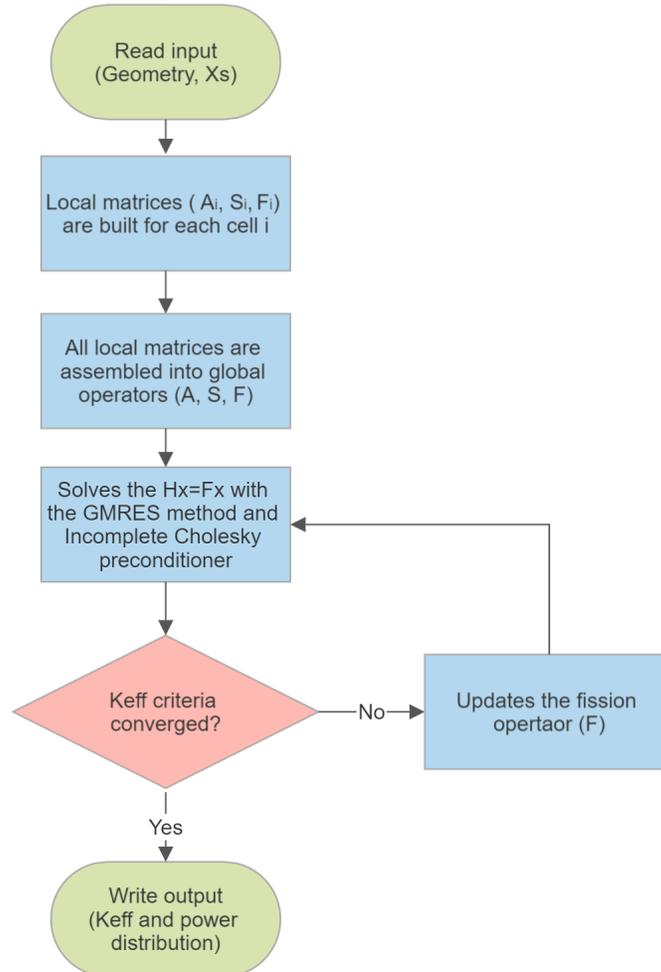


Figure 1. PARAFISH scheme calculation.

3. NEA C5G7-2D BENCHMARK

The OECD/NEA C5G7 MOX assembly benchmark problem [14] was proposed to simulate a reactor heterogeneous core without spatial homogenization at pin level. This Benchmark has been tested with several deterministic codes. In particular, this work compared the results against the AZTRAN code since it supplies the k_{eff} eigenvalue solution and the core pin power distribution. Besides, AZTRAN provides good accuracy compared to MCNP; as demonstrated in [15], the greater spatial and angular refinement, the closer the solution to the reference.

The C5G7-2D configuration is shown in Figure 2 and consists of two types of square fuel assemblies (UO_2 and MOX) surrounded by a water reflector. Each fuel assembly is composed of a 17×17 pin-cell. The side length of an assembly is 21.42 cm, with every pin-cell side length of 1.26 cm and 1.08 cm in diameter. There are seven materials: UO_2 fuel, MOX fuel of 4.3%, 7.0%, 8.7%, fission chamber, guided tube, and water. The overall dimensions of the quarter configuration are 64.26 cm \times 64.26 cm. Vacuum boundary conditions are applied to the right and the bottom, while reflective boundary conditions are applied to the top and left. More details and specifications (geometry and isotropic transport corrected cross-section with 7 energy groups) of the Benchmark are given in [14].

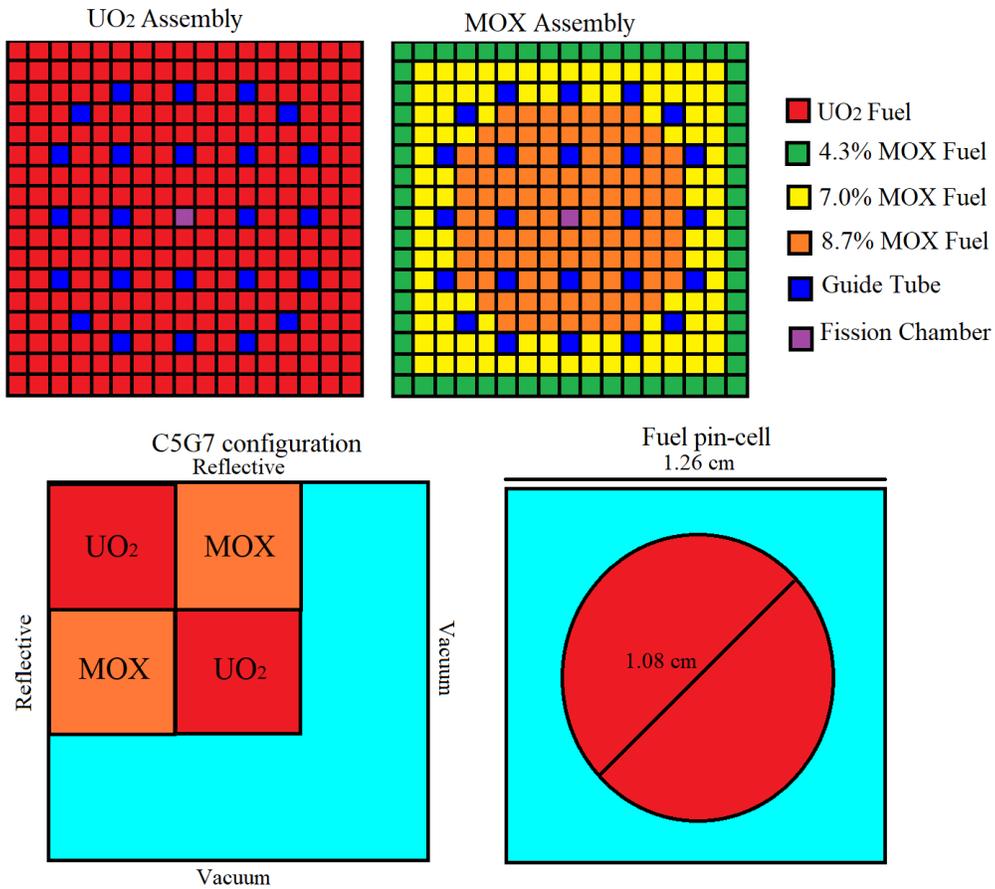


Figure 2. C5G7-2D configuration.

4. RESULTS

This section presents the results from a series of calculations ranging from least to more complex to determine the capabilities of PARAFISH. The results were performed with a convergence criteria applied for 10^{-7} for the neutron flux and 10^{-5} for k_{eff} . Finally, all the calculations were executed in a work-station with an AMD EPYC 7543 20-Core Processor and 200 GB RAM.

4.1. Infinite Pin-cell Arrays

The first exercise consists in solving for the different fuel pin-cell. According to the specification, it requires a circular shape, which PARAFISH can not treat, so it proceeds to approximate the geometry as Figure 3. Reflective boundary conditions are set to all the faces. Table I shows the results for the different calculations, and the k_{eff} differences among the references can be appreciated. The higher contrast is against HELIOS (MOC deterministic neutron transport solver) [21], where it can find differences up to 574 pcm. On the other hand, the differences between AZTRAN are lower (221 pcm). These differences are since PARAFISH and AZTRAN were simulated under almost the same conditions (geometry), whereas HELIOS can model circular geometry, making it more precise. Nevertheless, the results are quite good, and if it desires to improve them, a spatial refinement would be required.

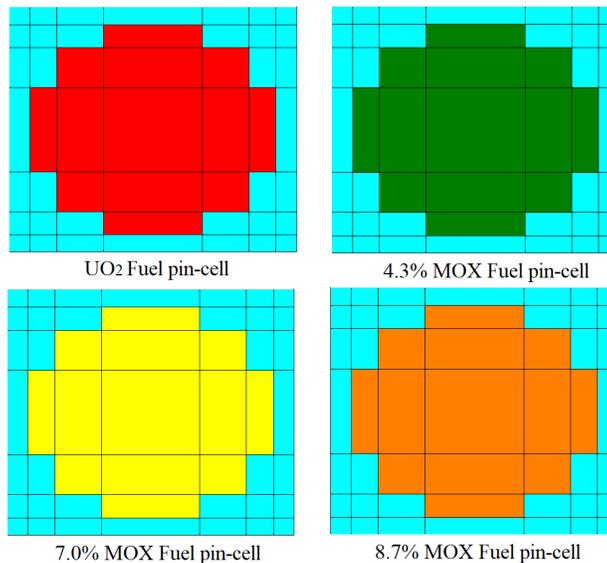


Figure 3. Infinite Pin-cell array.

Table I. Comparison of k_{eff} for different pin-cells.

Pin type	PARAFISH (P_7)	AZTRAN (S_8)	error	HELIOS [21]	error
UO_2	1.32286	1.32288	2 pcm	1.32660	282 pcm
$MOX(4.3\%)$	1.12986	1.13130	127 pcm	1.13544	491 pcm
$MOX(7.0\%)$	1.15279	1.15501	192 pcm	1.15920	553 pcm
$MOX(8.7\%)$	1.16535	1.16794	221 pcm	1.17208	574 pcm

4.2. Assembly Cases

The next exercise is to simulate the complete UO_2 and MOX assemblies. The Figure 4 illustrates the configurations modeled by PARAFISH, proposing two types of configurations. The first is “fully reflected” (reflective boundary conditions are applied to all the faces), and the second is “partially reflected”(vacuum boundary conditions are applied to the right and the bottom, while reflective boundary conditions are applied to the top and left).

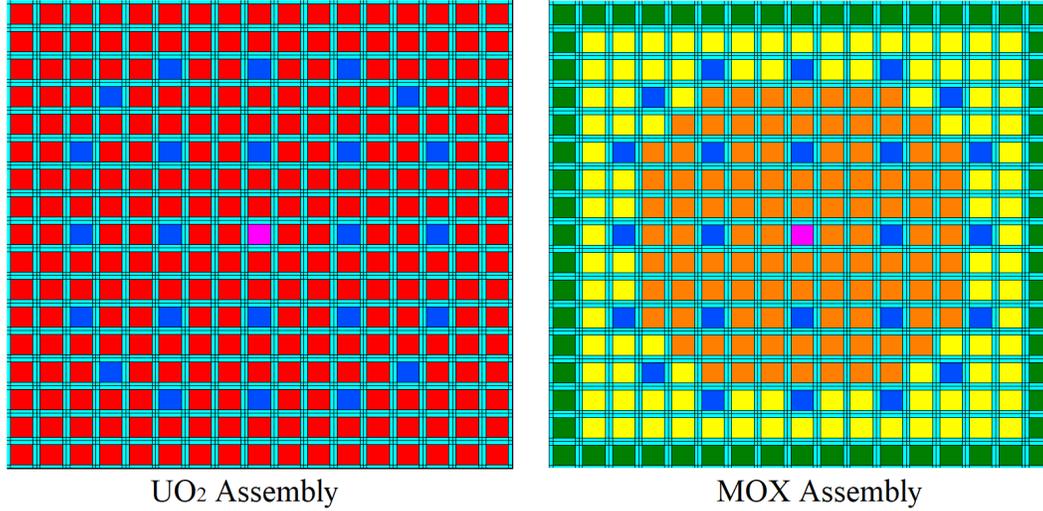


Figure 4. Assemblies configuration.

Table II presents the results related to these simulations. Again, as in the previous results, higher differences (around 1031 pcm) are found compared to the HELIOS code. However, it should be considered that these significant differences are because coarse spatial and angular discretization were used for the calculation. So, the results are closer to the AZTRAN code (around 503 pcm) executed with the same spatial discretization.

Table II. Comparison of k_{eff} for different Assemblies configuration.

Assembly type	PARAFISH (P_3)	AZTRAN (S_4)	error	HELIOS [21]	error
UO_2 (Fully)	1.33498	1.33340	118 pcm	1.33517	15 pcm
UO_2 (Partially)	0.97038	0.97245	212 pcm	0.96246	822 pcm
MOX (Fully)	1.17376	1.17710	283 pcm	1.18599	1031 pcm
MOX (Partially)	0.88266	0.88713	503 pcm	0.88745	539 pcm

Figures 5 and 6 show the normalized pin power distribution obtained by PARAFISH for each configuration of the assemblies, where the symmetry can be appreciated. Regarding the normalized pin power percentage error, Figures 7 and 8 illustrate the differences found against AZTRAN. The maximum errors are located in the partially reflected configurations (about 3%). However, it is a punctual value since the other values are below 1.5%. In the fully reflected configurations, quite differences are found, but below 1.75%.

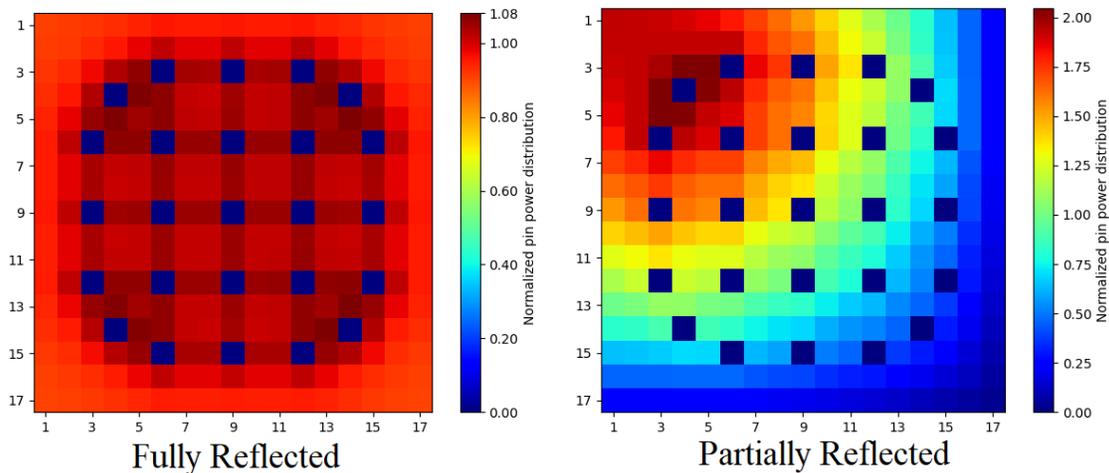


Figure 5. Normalized pin power distribution UO_2 Assembly.

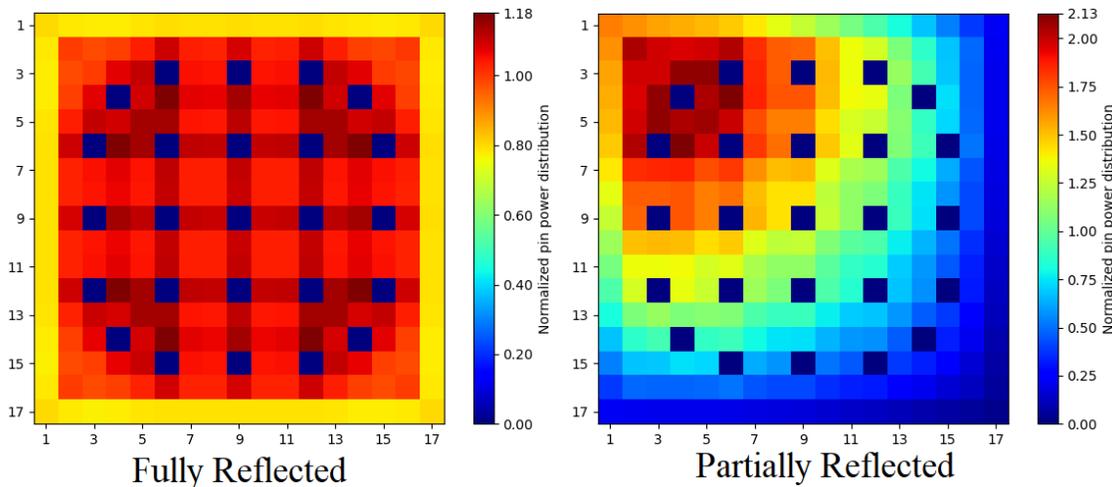


Figure 6. Normalized pin power distribution MOX Assembly.

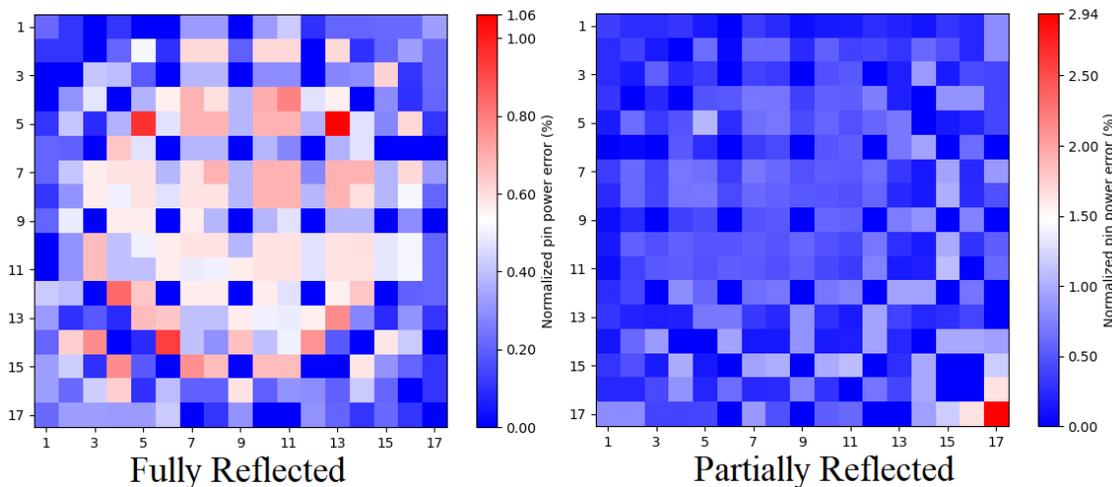


Figure 7. Normalized pin power percentage error UO_2 Assembly.

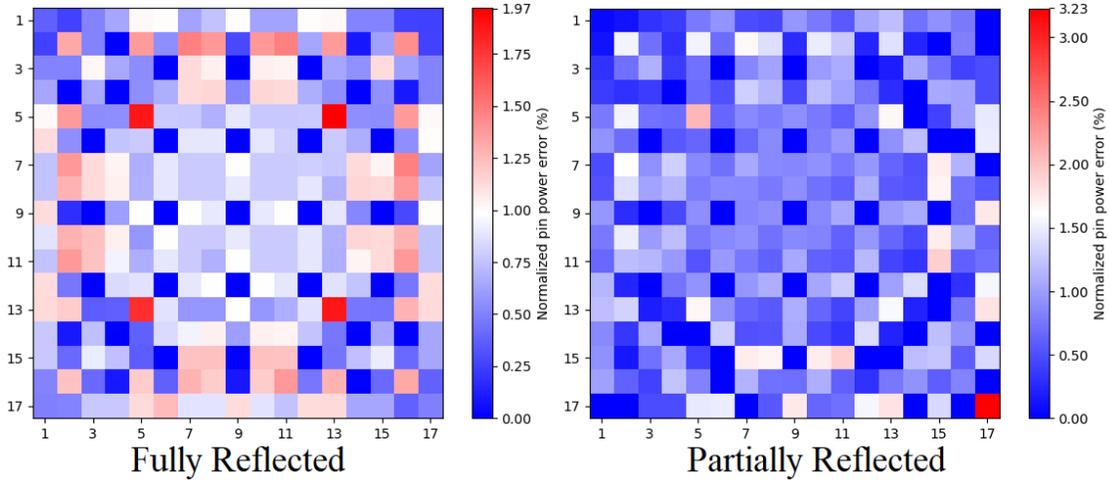


Figure 8. Normalized pin power percentage error *MOX* Assembly.

4.3. The C3 Benchmark

The subsequent exercise considered is the C3 Benchmark, which essentially is the C5G7 core with reflective boundary conditions on all sides shown in Figure 9. Unfortunately, to perform the calculation, angular approximation had to be reduced since PARAFISH suffers from a memory leak in the solver, so with every outer iteration, the RAM is increasing, not allowing us to solve challenging problems with details.

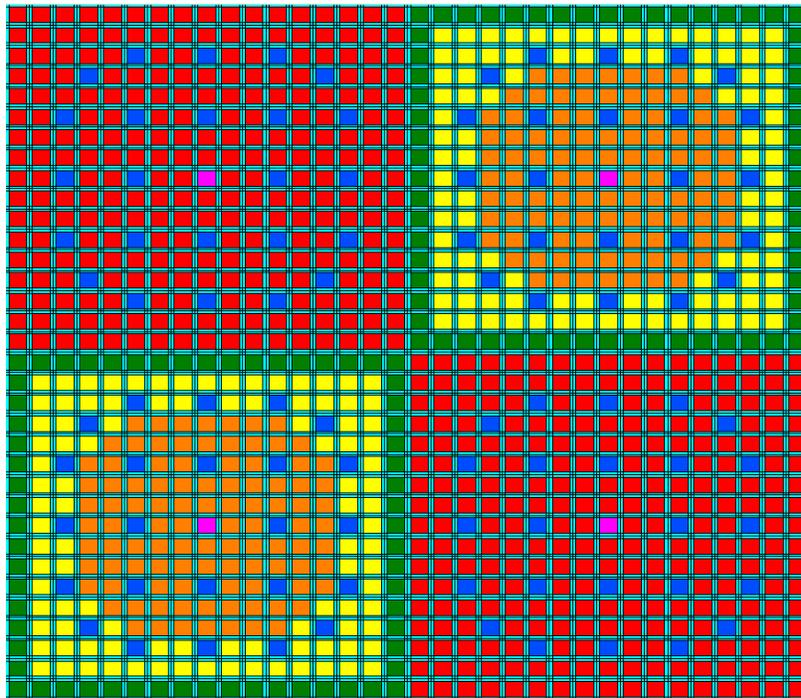


Figure 9. C3 configuration.

Table III provides the k_{eff} results for this configuration, and it can be appreciated as it has been a constant that PARAFISH is closer to the AZTRAN result, although the difference against HELIOS is 293 pcm which is an acceptable difference. In addition, Figure 10 presents the pin power distribution obtained by PARAFISH. Regarding the percentage error, the Figure 11 exposes the differences compared to AZTRAN. For this exercise, the maximum errors are found at around 5%; nevertheless, most pin power percentage errors are below 2%, which is a good agreement result.

Table III. Comparison of k_{eff} for the C3 configuration.

PARAFISH (P_1)	AZTRAN (S_2)	error	HELIOS [21]	error
1.25860	1.26036	139 pcm	1.26231	293 pcm

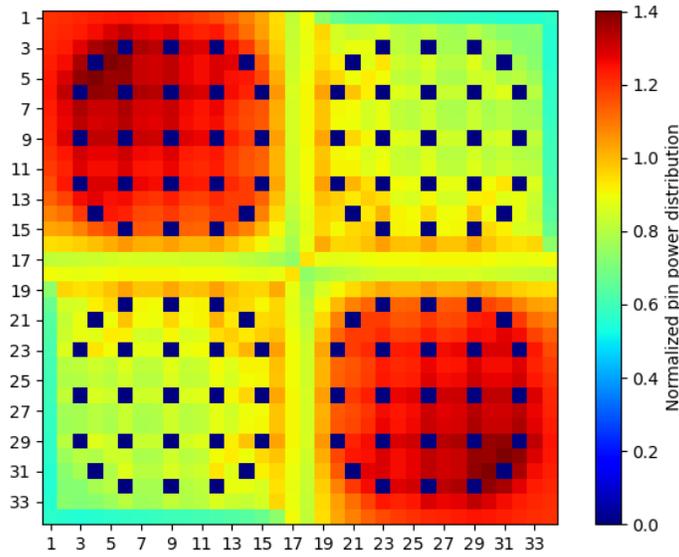


Figure 10. Normalized pin power distribution C3 configuration.

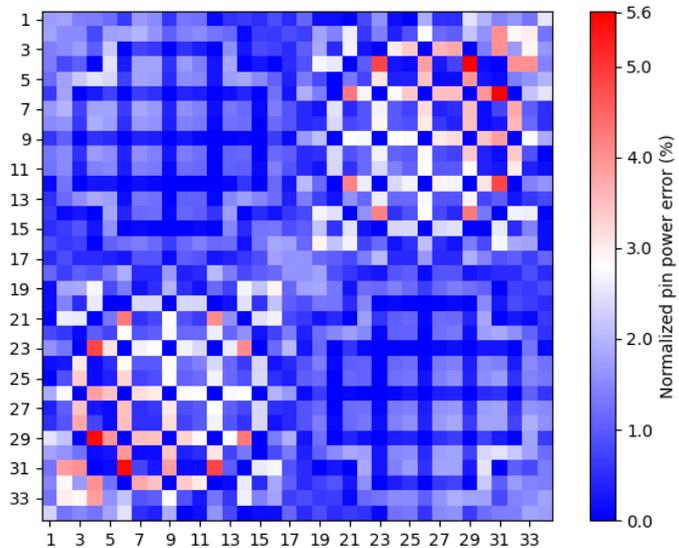


Figure 11. Normalized pin power percentage error C3 configuration.

4.4. The C5G7-2D Benchmark

Finally, the last exercise is the C5G7 Benchmark described previously and modeled by PARAFISH as in Figure 12. Due to the memory leak, this simulation applied a coarse discretization as the C3 Benchmark. Moreover, the k_{eff} converge criterion was reduced to 5×10^{-4} to achieve a solution since the original criterion killed the execution for not having enough memory.

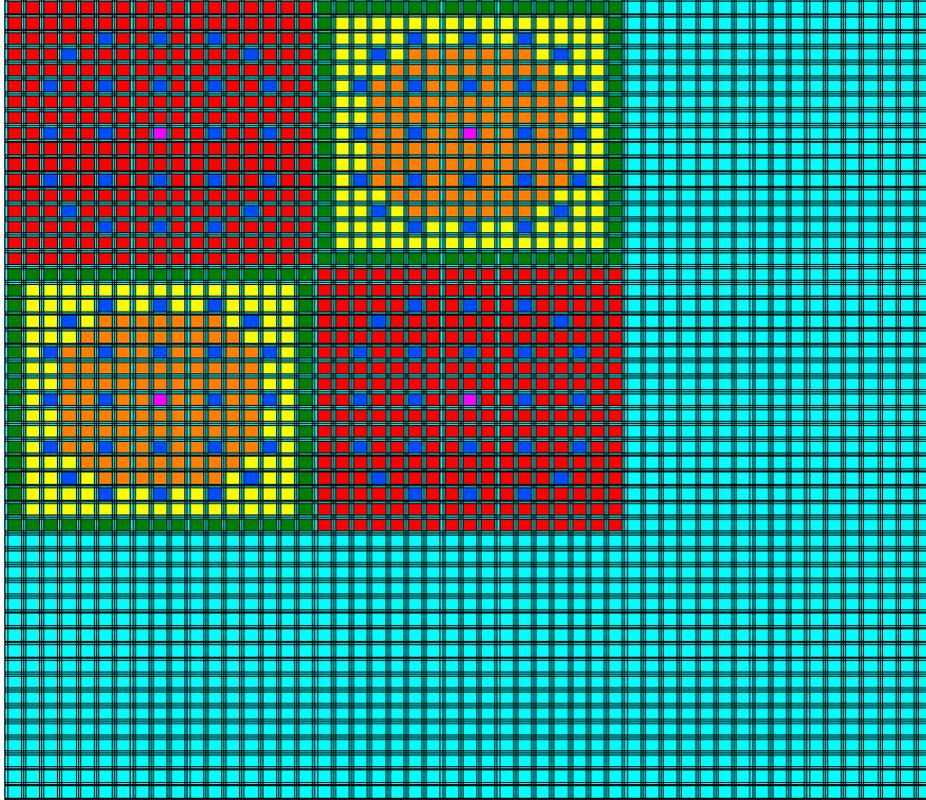


Figure 12. C5G7-2D configuration.

Table IV supplies the k_{eff} values corresponding to the Benchmark, and the differences obtained with PARAFISH are close to 270 pcm for both references. It is worth mentioning that despite AZTRAN's k_{eff} value being very close to the reference with MCNP using the S_2 approximation, the maximum normalized pin power percentage errors of up to 8% can be found. To reduce this difference, it is necessary at least to use an S_{16} approximation to find values below 1% [22].

Table IV. Comparison of k_{eff} for the C5G7-2D configuration.

PARAFISH (P_1)	AZTRAN (S_2)	error	MCNP [14]	error
1.18332	1.18651	268 pcm	1.18655	272 pcm

Figure 13 presents the normalized pin power distribution given by PARAFISH. The shape of the distribution is similar to those offered by the references [14,15] since it shows the maximum fission power occurring in the inner UO_2 assembly close to the center of the fuel assembly.

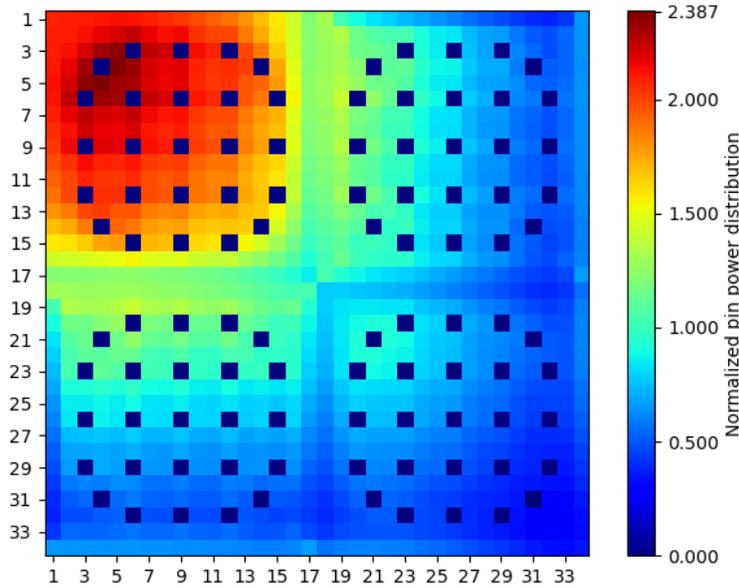


Figure 13. Normalized pin power distribution C5G7-2D configuration.

Finally, Figure 14 shows the normalized pin power percentage error against AZTRAN. As expected, higher differences are found, especially in the outer UO_2 assembly (about 17%), since there is a reduction in converge criterion. The other regions' average errors are between 2% and 6%. It should also be considered that these differences are in comparison with AZTRAN, which also has some differences with the reference [14], so that it means PARAFISH would find more significant differences against MCNP. Therefore, it is required to fix the memory leak problem as soon as possible in order to make a more extended and detailed analysis (greater spatial and angular discretizations).

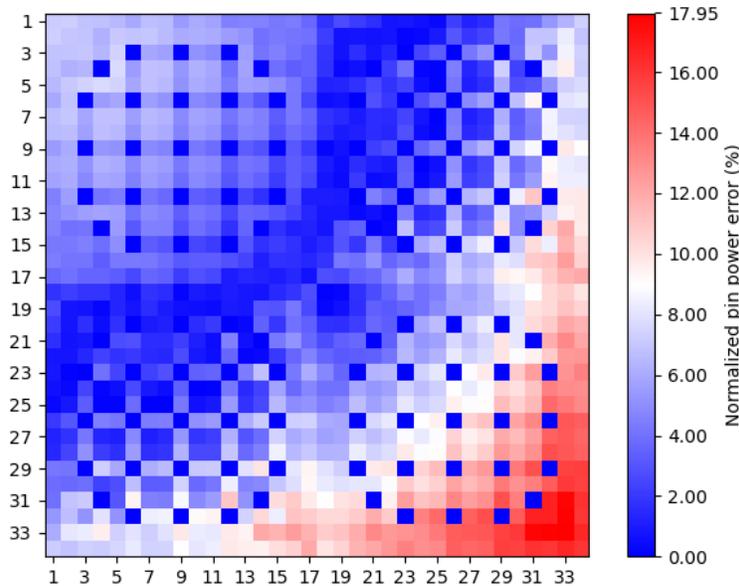


Figure 14. Normalized pin power percentage error C5G7-2D configuration.

5. CONCLUSIONS AND OUTLOOK

This work aims to present preliminary results of the well-known C5G7-2D Benchmark obtained by the PARAFISH code. As demonstrated, PARAFISH agrees very well with the AZTRAN code for calculations modeled with a degree of detail (pin-cell and assemblies models) obtained differences below 2%. Nevertheless, modeling more challenging configurations (C3 and C5G7 benchmarks) is not affordable due to the memory leak limitation. Therefore, the simulations had to be done with a coarse discretization, which leads to significant differences (5% and 17%, respectively), with particular attention to the C5G7 that the convergence criterion had to be reduced. Despite this, PARAFISH has the potential to become a reliable neutron transport solver since it has been found the solution against AZTRAN is very close to each other, when both have a high spatial and angular discretization. Hence, it is necessary to avoid this memory limitation in order to model problems in more detail. As future work, it has been identified that implementing the PETSc library will be suitable for the PARAFISH solver, which will fix the memory leak since it is an optimized library in continuous development. After that, an exhaustive analysis of the C5G7 will take place to demonstrate the real capacities of PARAFISH.

ACKNOWLEDGMENTS

The Authors thank the HGF Program NUSAFE and the BMBF Innovation Pool SMR Initiative for financial support. In addition, the authors acknowledge the financial support from the National Strategic Project No. 212602 (AZTLAN Platform) as part of the Sectorial Fund for Energetic Sustainability CONACYT–SENER (Mexico).

REFERENCES

- [1] J. Duderstadt and L. Hamilton. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons (1976).
- [2] D. Cacuci. *Handbook of Nuclear Engineering: Vol. 2: Reactor Design*. Springer Science & Business Media (2010).
- [3] J. P. Hennart and E. del Valle. “Nodal finite element approximations for the neutron transport equation.” *Mathematics and Computers in Simulation*, **80**, pp. 2168–2176 (2010).
- [4] S. Van Criekingen. “A non-conforming generalization of Raviart–Thomas elements to the spherical harmonic form of the even-parity neutron transport equation.” *Annals of Nuclear Energy*, **33**, pp. 573–582 (2006).
- [5] P. J. Davis and P. Rabinowitz. *Methods of Numerical Integration*. Academic Press (1984).
- [6] J. K. Fletcher. “The Solution of the Multigroup Neutron Transport Equation Using Spherical Harmonics.” *Nuclear Science and Engineering*, **84**, pp. 33–46 (1983).
- [7] C. Bengt and G. I. Bell. “Solution of the Transport Equation by the SN method.” In *Proc. U.N. Intl. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy* (1958).
- [8] R. J. Askew. “A Characteristics Formulation of the Neutron Transport Equation in Complicated Geometries.” Technical report, Atomic Energy Establishment (1972).
- [9] K. D. Lathrop. “Ray effects in discrete ordinates equations.” *Nuclear Science and Engineering*, **32**, pp. 357–364 (1968).

- [10] A. Ziver, M. Shahdatullah, M. Eaton, C. de Oliveira, A. Umpleby, C. Pain, and A. Goddard. “Finite element spherical harmonics (PN) solutions of the three-dimensional Takeda benchmark problems.” *Annals of Nuclear Energy*, **32**, pp. 925–948 (2005).
- [11] G. Palmiotti, E. Lewis, and C. Carrico. “VARIANT: VARIational Anisotropic Nodal Transport.” In *Proceedings of the international conference on mathematics and computations* (1995).
- [12] M. Capilla, C. Talavera, D. Ginestar, and G. Verdú. “Numerical analysis of the 2D C5G7 MOX benchmark using PL equations and a nodal collocation method.” *Annals of Nuclear Energy*, **114**, pp. 32–41 (2018).
- [13] S. Van Crieelingen, F. Nataf, and P. Havé. “PARAFISH: A parallel FE–PN neutron transport solver based on domain decomposition.” *Annals of Nuclear Energy*, **38**(1), pp. 145–150 (2011).
- [14] E. E. Lewis, N. Tsoulfanidis, and M. A. Smith. *Benchmark on Deterministic Transport Calculations without Spatial Homogenization*. Number 16 in NEA/NSC/DOC(2003). OECD/NEA (2003).
- [15] J. Duran-Gonzalez, E. del Valle-Gallegos, M. Reyes-Fuentes, A. Gomez-Torres, and V. Xolocostli-Munguia. “Development, verification, and validation of the parallel transport code AZTRAN.” *Progress in Nuclear Energy*, **137**, p. 103792 (2021).
- [16] V. Vladimirov. “Mathematical problems in the one-velocity theory of particle transport.” Technical report, Atomic Energy of Canada Ltd (1963).
- [17] S. Van Crieelingen. “A 2-D/3-D cartesian geometry non-conforming spherical harmonic neutron transport solver.” *Annals of Nuclear Energy*, **34**(3), pp. 177–187 (2007).
- [18] S. Nakamura. “Computational Methods in Engineering and Science.” (1977).
- [19] Y. Saad. “GMRES: A generalized minimal residual algorithm for solving non-symmetric linear systems.” *SIAM J Sci Statis Comput*, **7**, pp. 856–869 (1986).
- [20] J. Dongarra, A. Lumsdaine, R. Pozo, and K. Remington. “A Sparse Matrix Library in C++ for High Performance Architectures.” In *Proceedings of the Second Object Oriented Numerics Conference* (1994).
- [21] Z. Karriem. *DEVELOPMENT OF THE METHOD OF CHARACTERISTICS FOR EMBEDDED LATTICE PHYSICS CALCULATIONS*. Ph.D. thesis, The Pennsylvania State University (2012).
- [22] J. A. Duran-Gonzalez. *Development of an Upgraded Version of AZTRAN: A 3D Parallel Sn Transport Code for Light Water Reactor Analysis*. Ph.D. thesis, Instituto Politécnico Nacional (2021).

Control de Reactores Nucleares para la Propulsión Espacial

Paz-Ramírez R.¹, Santos-Moreno M.C.², Polo-Labarríos M.A.², Fernández-Anaya G.¹

¹*Departamento de Física y Matemáticas, Universidad Iberoamericana, CDMX*

²*Departamento de Ingeniería Química, Industrial y de Alimentos, Universidad Iberoamericana, CDMX*

*rodrigopazrmz@gmail.com; mily.santos.m@gmail.com;
marco.polo@correo.uia.mx ;guillermo.fernandez@ibero.mx*

Resumen

En este trabajo se desarrolla un modelo matemático que permite controlar la propulsión de un cohete espacial. Esta es generada a través del acoplamiento de un reactor nuclear con un propulsor eléctrico. Se usa el ciclo termodinámico Brayton (cerrado) para generar el trabajo requerido. Esto con el propósito de utilizar el reactor nuclear como fuente de calor para el ciclo Brayton que genera trabajo mecánico hacia el transformador acoplado al propulsor eléctrico. Se deduce un sistema de ecuaciones diferenciales de primer orden, el cual se resuelve y analiza para destacar las variables que conectan directamente el comportamiento de la fisión nuclear y el mecanismo de propulsión. Seguidamente, se identifica la variable que más afecta al sistema en general, este parámetro se usaría como variable de control. Luego se modifica el sistema para que opere mediante la respuesta a perturbaciones para observar su comportamiento según los valores otorgados a este parámetro. Posteriormente, se reduce el número de ecuaciones, con la finalidad de facilitar su estudio. Por último, debido a la linealidad del sistema, se propone un modelo de control Proporcional, Integral y Derivativo, donde cada acción del control resalta el comportamiento de alguna variable en específico, y a partir de la adición de cada controlador por separado se observa el modelo que se acopla mejor mediante el análisis de la respuesta del sistema ante una señal de referencia. Se acopla el sistema general Reactor-Ciclo Propulsor, que es controlado por la reactividad, para conocer el comportamiento energético del sistema.

1. INTRODUCCIÓN

Los reactores nucleares utilizados para sistemas de propulsión son muy diferentes a los comúnmente usados para la generación de electricidad [1]. Una de las diferencias más

importantes es que el tamaño de los reactores usados en propulsión es mucho más pequeño, debido a que el ciclo termodinámico Brayton genera el trabajo necesario para el empuje de un propulsor eléctrico.

La tecnología relacionada con la energía nuclear presenta una gran oportunidad para la propulsión espacial. Se han iniciado una gran cantidad de investigaciones acerca de la energía nuclear, tales como: el diseño de sistemas de control de calor [2], estudio de materiales para empaquetamiento de material nuclear [3], desarrollo de mecanismos de contención en caso de algún accidente [4]; y de los ciclos termodinámicos en el análisis de modelos para distintas aplicaciones [5]. Sin embargo, existe poca información pública acerca del acoplamiento de estos dos modelos en los sistemas de propulsión nuclear [6], [7].

Los mecanismos de propulsión nuclear son una tecnología poco trabajada ya que actualmente los más comunes son los de reacción química. La principal razón por la que se debería de empezar a trabajar más sobre los sistemas de propulsión nuclear es porque los mecanismos de reacción química son la mitad de eficiente que los de reacción nuclear [8].

Este trabajo se enfoca en desarrollar un modelo matemático que permita modelar el ciclo Brayton, el cual es el sistema de generación de trabajo, acoplarlo a un sistema reactor-ciclo-propulsor y analizar su respuesta ante perturbaciones para proponer un modelo de control. Primero se identifica la variable que más afecta a todo el sistema general. Posteriormente, se deduce un sistema de ecuaciones diferenciales de primer orden, el cual se resuelve y analiza para destacar las variables que conectan directamente el comportamiento de la fisión y la propulsión. Por último, debido a la linealidad del sistema, se propone un modelo de control Proporcional, Integral y Derivativo (PID), donde cada acción del controlador PID resalta alguna variable en específico, logrando así un primer acercamiento a esta forma de plantear un sistema general Reactor-Ciclo Propulsor (RCP).

2. ANTECEDENTES

Se presentan los antecedente básicos sobre cinética neutrónica puntual y del ciclo termodinámico Brayton, para posteriormente acoplarlos en un solo sistema de generación de calor y trabajo necesario para lograr la propulsión espacial.

2.1. Ecuaciones de la Cinética Neutrónica Puntual (ECNP)

El modelo de las ecuaciones de la cinética neutrónica puntual (ECNP) permiten describir el comportamiento de la densidad neutrónica en el interior de un reactor nuclear. Es un sistema de dos ecuaciones diferenciales que consideran la variación de la densidad de neutrónica instantánea generados ($n(t) = \frac{N(t)-N_0}{N_0}$) y la generación de neutrones retardados ($c(t)$) de un solo grupo, representadas por el siguiente sistema:

$$\frac{d}{dt}n(t) = \frac{\rho - \beta}{\Lambda}n(t) + \lambda c(t) \quad (1)$$

$$\frac{d}{dt}c(t) = \frac{\beta}{\Lambda}n(t) - \lambda c(t) \quad (2)$$

donde ρ representa la reactividad, β la fracción de neutrones retardados, Λ el tiempo de generación de neutrones y λ la constante de decaimiento de los precursores de neutrones retardados.

2.2. Ciclo Termodinámico Brayton

El calor generado por el reactor nuclear es convertido en trabajo a través del ciclo termodinámico Brayton (CB), representado en la Figura 1 [5] [9]. Este ciclo es comúnmente usado para representar el proceso de transformación de energía interna a trabajo donde existan compresores y turbinas que funcionan con la circulación de un fluido de trabajo, en este caso es hidrógeno.

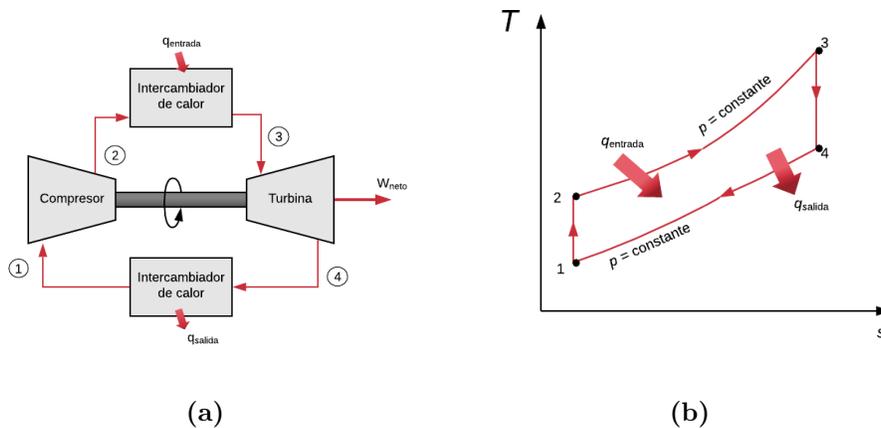


Figura 1. Ciclo termodinámico Brayton [5] [9]: a) Diagrama esquemático, b) Diagrama T-s $T(\check{r}C)$ - $s(kJ/kg\check{r}C)$.

A continuación, se describen los elementos que componen un ciclo de potencia cerrado.

2.2.1. Compresor

Comprime un fluido con trabajo que se le suministra [5]. En la Figura 2 se representan las corrientes de entrada y salida de un compresor.

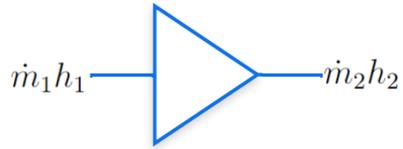


Figura 2. Representación simplificada de un compresor.

donde h es la entalpía, $\dot{m}[\frac{Kg}{s}]$ es el flujo másico que se considera constante. Utilizando la simbología de la Figura 2 se obtiene la potencia característica del compresor, representada por la Ec. (3).

$$\dot{W}_{2,1} = \dot{m} \Delta h_{2,1} = \dot{m} c_p (T_2 - T_1) = \dot{m} c_p \Delta T_{2,1} \quad (3)$$

2.2.2. Fuente de calor

La Ec. (4) representa al flujo de calor proveniente del reactor, que suministra únicamente energía al fluido de trabajo mediante un proceso isobárico [5].

$$\dot{Q}_{3,2} = \dot{m} c_p \Delta T_{3,2} \quad (4)$$

2.2.3. Turbina

El balance de energía de la turbina se expresa en la Ec. (5), donde la potencia es obtenida a partir de la expansión isentrópica del gas (Figura 3) [5].



Figura 3. Representación simplificada de una turbina.

$$\dot{W}_{4,3} = -\dot{m} c_p (T_4 - T_3) = \dot{m} c_p \Delta T_{4,3} \quad (5)$$

2.2.4. Intercambiador de calor

Por simetría con la Figura 2, el proceso 4-1 es el inverso de la fuente de calor [5]; a esto también se le conoce como radiador Ec. (6).

$$\dot{Q}_{4,1} = \dot{m} c_p \Delta T_{4,1} \quad (6)$$

El ciclo Brayton cerrado aprovecha el reactor como fuente de energía, pasando luego a la turbina y generando trabajo hacia el exterior del sistema.

3. ACOPLAMIENTO DEL REACTOR NUCLEAR CON EL CICLO TERMODINÁMICO

El reactor y el ciclo termodinámico se acoplan a través del calor generado por el reactor, el cual es recibido por el fluido de trabajo del ciclo (Figura 4). El flujo de calor escrito en términos de la densidad neutrónica es:

$$\dot{Q}_{3,2}(t) = P_0 n(t) \quad (7)$$

donde P_0 es un valor nominal de la potencia que depende del tipo de reactor utilizado, para este caso en particular se propuso un valor de $160kW$ por ser el valor promedio de trabajo empleado en una fuente bibliográfica [10].

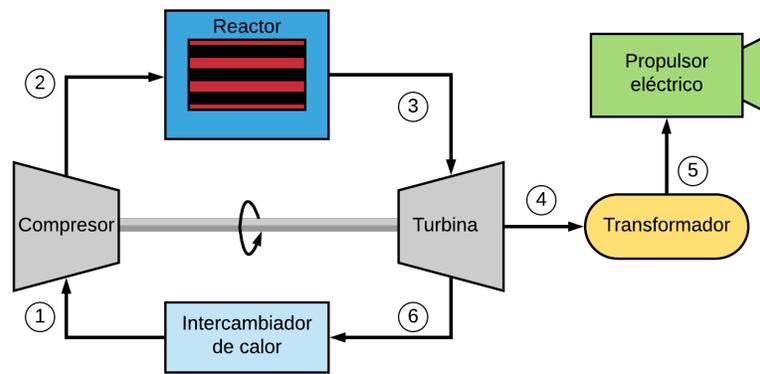


Figura 4. Diagrama de procesos combinados

A partir procedimientos algebraicos para reducir las ecuaciones que describen el comportamiento del ciclo Brayton se obtuvo una expresión que relaciona el trabajo de salida de la turbina con el calor de la fuente de calor [5]:

$$\dot{W}_{4,3}(t) = \dot{m}c_p \eta_{cic} \left[\frac{\dot{Q}_{3,2}(t)}{\dot{m}c_p} + T_1 (r_p)^{\frac{\gamma-1}{\gamma}} \right] \quad (8)$$

donde η_{cic} es la eficiencia del ciclo termodinámico, r_p es la relación de presiones entre la entrada y salida de la turbina y γ es la relación de los calores específicos del fluido de trabajo.

3.1. Acoplamiento de un Propulsor Eléctrico al Sistema Completo

El propulsor eléctrico funciona mediante un gradiente de potencial que genera un campo magnético y acelera las partículas de Xenón para que salgan en una dirección específica generando un impulso, representado por [11]:

$$I_{sp} = \frac{F}{\dot{m}_p g} \quad (9)$$

donde I_{sp} es el impulso específico [s], F el empuje [N], \dot{m}_p el flujo de masa que sale del propulsor [kg/s], g es la aceleración de la gravedad.

Este impulso está asociado a una fuerza que se relaciona con el trabajo de la turbina mediante [10]:

$$\eta_F = \frac{F^2}{2\dot{m}_p \dot{W}_{in}} \quad (10)$$

donde η_F es la eficiencia del propulsor, \dot{W}_{in} la potencia inducida al transformador [W]. Se considera que el transformador es ideal, por lo tanto su eficiencia es igual a 1. Para obtener la ecuación que describe al sistema transformador-propulsor se combinan las Ecs. (9-10) y se despeja F de la ecuación, el resultado representa el valor del empuje en función del trabajo suministrado por la turbina:

$$F(t) = \frac{2\eta_F \dot{W}_{in}(t)}{I_{sp}g} = \frac{2\eta_F \dot{W}_{4,3}(t)}{I_{sp}g} \quad (11)$$

El sistema acoplado del reactor-ciclo-propulsor está definido por el siguiente sistema de ecuaciones:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda c(t) \quad (12)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda c(t) \quad (13)$$

$$\frac{dQ_{3,2}(t)}{dt} = P_0 n(t) \quad (14)$$

$$\frac{dW_{in}(t)}{dt} = \dot{m}c_p \eta_{cic} \left[\frac{1}{\dot{m}c_p} \frac{dQ_{3,2}(t)}{dt} + T_1 (r_p)^{\frac{\gamma-1}{\gamma}} \right] \quad (15)$$

$$F(t) = \frac{2\eta_F}{I_{sp}g} \frac{dW_{in}(t)}{dt} \quad (16)$$

Las primeras tres ecuaciones representan la dinámica del reactor, mientras que las dos últimas incluyen información del ciclo y de la propulsión. A este sistema acoplado se le denominará RCP.

3.2. Dinámica del Sistema RCP

Antes de empezar con el control, se analiza la dinámica del sistema a lazo abierto. Se revisa si es un sistema auto-regulable que no requiere de un controlador o si es un sistema inestable con oportunidad para introducir un modelo de control. Mediante el uso de un método de solución numérica de discretización, implementado en MatLab y con los datos de la Tabla II, se obtienen las dependencias de algunas variables respecto del tiempo y de la reactividad a un segundo de operación. Esto debido a que las soluciones del sistema muestran las variaciones al inicio de la simulación (Figura 5). A partir de aquí, se plantea la reactividad como variable de control (sobrecalentamiento: $\rho > 0$, estable: $\rho = 0$ y enfriamiento: $\rho < 0$) y el comportamiento del sistema se observa en las Figuras 5a-5d

Tabla I. Constantes empleadas en el modelo [6], [5],[10],[12].

Constante	Valor	Unidades
β	0.008	-
Λ	2e-6	s
λ	0.078	1/s
P_0	160000	W
c_p	14421	J/Kg °K
η_{cic}	0.48	-
T_1	77.15	°K
r_p	8	-
γ	1.4	-
η_F	0.75	-
I_{sp}	1300	s
g	9.81	m/s ²
L	1.176e-4	s/m
K	2.01e-6	W
R	110.703	m/J
E	26241.9	-

Las variables $L = \frac{2\eta_F}{I_{sp}g}$, $K = \dot{m}c_p T_1 (r_p)^{\frac{\gamma-1}{\gamma}}$, $R = \frac{1}{L\eta_{cic}P_0}$, $E = KRL$ son constantes que se utilizaron como cambio de variable para simplificar el proceso de reducción de ecuaciones, por ahora no tienen un significado físico estricto. Específicamente la variable E es adimensional.

Los diagramas de la Figura 5 representan la actividad neutrónica dentro del reactor vista desde diferentes perspectivas. Debido a la linealidad del sistema y la forma en que fue planteado el modelo, las variables referentes a la potencia calorífica transferida por el reactor ($\dot{Q}_{3,2}(t)$), el trabajo de la turbina ($\dot{W}_{4,3}(t)$) y la fuerza de empuje ($F(t)$) muestran un comportamiento similar a la generación de neutrones, únicamente variando la escala del eje vertical según corresponda a cada variable. Se observa que si el reactor se deja evolucionar con la ausencia de algún controlador que modifique el valor de la reactividad, el reactor tiende a intensificar su estado actual. Si la reactividad es positiva se sobrecalienta; si es nula, entonces el reactor transferiría una cantidad de calor constante y si es negativa, el reactor se enfría, por lo tanto, se asume que la variable de control es la reactividad.

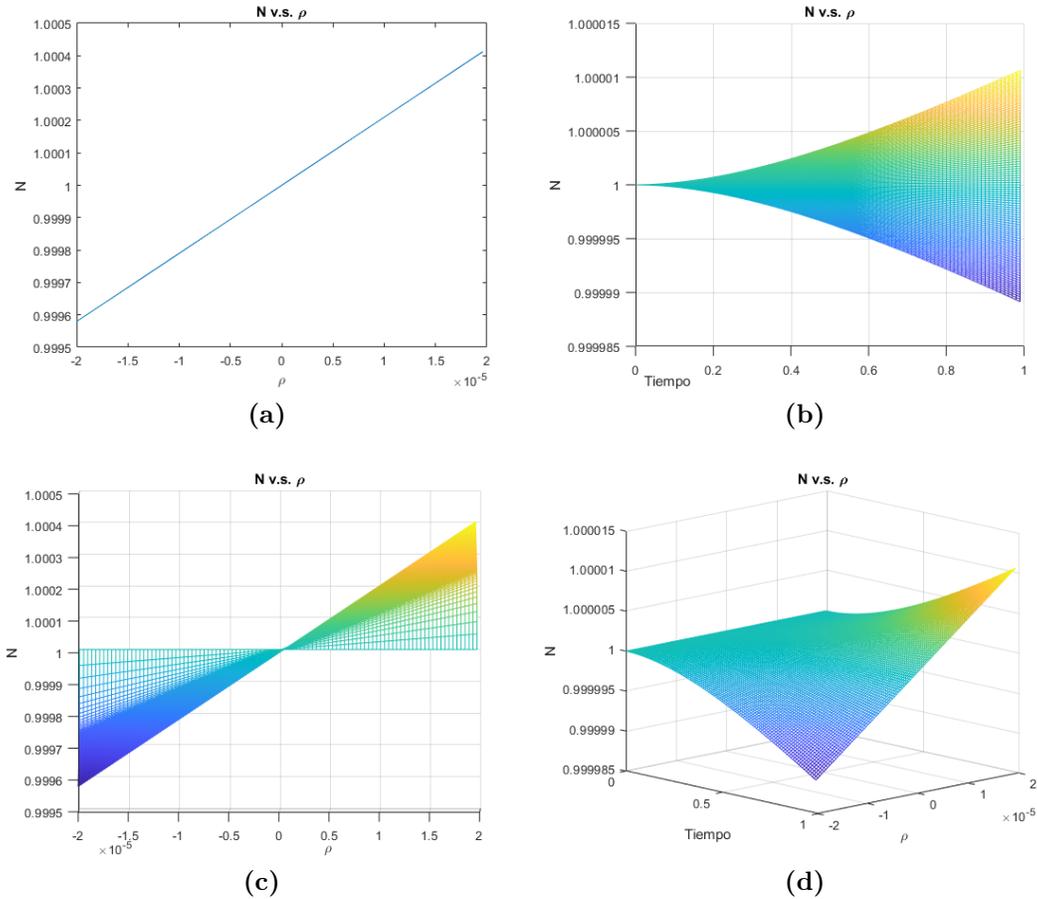


Figura 5. Generación de neutrones.

- a) Estado estacionario en $t=1s$.
- b) Superposición de estados en el rango del tiempo $0 < t < 1$
- c) Superposición de estados en el rango de la reactividad $-2 \cdot 10^{-5} < \rho < 2 \cdot 10^{-5}$
- d) Vista 3-D

4. CONTROL Y REGULADORES

Ya que se identifica la variable que afecta a todo el sistema y cómo lo afecta, se observa que sin un controlador el sistema sigue evolucionando. Por ello se acudirá a la teoría de control, que estudia el comportamiento de un proceso a partir de un estado determinado, y su manipulación para que se mantenga al margen de un valor de referencia. Este procedimiento se basa en el planteamiento de un regulador que ayude a mantener al sistema en el estado deseado al mismo tiempo que podemos priorizar las variables de control o de estado según se requiera [13].

4.1. Espacio de Estados del Sistema Acoplado

4.1.1. Entradas y salidas

Son señales que representan los estados de las diferentes variables dentro del sistema. Lo que se busca en un modelo de control es encontrar la relación de la salida respecto de la entrada, con el objetivo de conocer los puntos de estabilidad del sistema [14]. La relación entre estas variables es la siguiente:

$$\frac{Y(s)}{U(s)} = \frac{a_m s^m + a_{m-1} s^{m-1} + \dots + a_0}{s^n + b_n s^{n-1} + b_{n-1} s^{n-2} + \dots + b_0} \quad (17)$$

donde al cociente $\frac{Y(s)}{U(s)}$ se le conoce como la "función de transferencia", $Y(s)$ es la variable de salida y $U(s)$ es la variable de entrada. Para definir a la función de transferencia es indispensable conocer el espacio de estados:

$$\begin{aligned} \dot{\mathbf{x}}(t) &= \mathbf{A} \mathbf{x}(t) + \mathbf{B} \mathbf{u}(t) \\ \mathbf{y}(t) &= \mathbf{C} \mathbf{x}(t) + \mathbf{D} \mathbf{u}(t) \end{aligned} \quad (18)$$

donde $\dot{\mathbf{x}}(t)$ es la variación de los estados respecto del tiempo, $\mathbf{x}(t)$ es el vector de estados, $\mathbf{u}(t)$ es el vector de control, $\mathbf{y}(t)$ es el vector de salidas, \mathbf{A} es la matriz asociada a la dinámica del sistema, \mathbf{B} es la matriz que muestra el efecto de la entrada sobre el sistema, \mathbf{C} es la matriz que relaciona el estado del sistema con la salida y \mathbf{D} es la matriz que indica cuánto aporte directo tiene la entrada sobre la salida [14]. A partir del sistema mostrado en la Ec. (18) se puede obtener una función de transferencia general:

$$\mathbf{G}(s) = \frac{\mathbf{Y}(s)}{\mathbf{U}(s)} = \mathbf{C} (s\mathbf{I} - \mathbf{A})^{-1} \mathbf{B} + \mathbf{D} \quad (19)$$

El modelo RCP definido en términos de las Ecs. (12-16) es simplificado previo al análisis de la función de transferencia, obteniendo:

$$R \frac{d}{dt} F(t) = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} [F(t) R - E] + \lambda c(t) \quad (20)$$

$$\frac{d}{dt} c(t) = \frac{\beta}{\Lambda} (F(t) R - E) - \lambda c(t) \quad (21)$$

donde $R [m/J]$ y $E [1]$ son constantes utilizadas únicamente para simplificar el procedimiento de reducción. Se plantean pequeñas perturbaciones dentro de las ecuaciones puntuales a partir del estado estable para obtener un sistema únicamente de respuesta en lugar de un sistema donde se contemple el estado inicial:

$$F(t) = F(0) + \delta F \quad (22)$$

$$c(t) = c(0) + \delta c \quad (23)$$

$$\rho = \rho(0) + \delta \rho \rightarrow \rho = \delta \rho \quad (24)$$

donde $\rho(0) = 0$, porque asumiremos que el reactor parte de un estado estable susceptible a la más mínima perturbación, a esto se le conoce como punto crítico [15]. Se sustituyen las expresiones de las pequeñas perturbaciones en las Ecs. (20-21) para obtener:

$$\frac{d}{dt}\delta F = \frac{1}{\Lambda R}\delta\rho - \frac{\beta}{\Lambda}\delta F + \frac{\lambda}{R}\delta c \quad (25)$$

$$\frac{d}{dt}\delta c = \frac{\beta R}{\Lambda}\delta F - \lambda\delta c \quad (26)$$

Después, se planteó un sistema matricial para desarrollar el controlador. El vector de estados para este modelo se representa como:

$$\frac{d}{dt} \begin{bmatrix} \delta F \\ \delta c \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -\frac{\beta}{\Lambda} & \frac{\lambda}{R} \\ \frac{\beta R}{\Lambda} & -\lambda \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \delta F \\ \delta c \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} \frac{1}{\Lambda R} \\ 0 \end{bmatrix} \delta\rho \quad (27)$$

Tomando una matriz **C** general de salida $[c_{11} \ c_{21}]$ y la matriz **D** como nula porque no hay una relación directa entre la entrada y la salida. Lo que se busca después de este punto es obtener la función de transferencia:

$$\mathbf{Y}(s) = \frac{c_{11}\Lambda s + c_{11}\Lambda\lambda + c_{21}R\beta}{R\Lambda^2 s^2 + R\Lambda^2\lambda s + \beta\Lambda R s} \mathbf{U}(s) \quad (28)$$

Al simular el modelo en MatLab se observa que la constante c_{11} es despreciable respecto a la constante c_{21} , generando así la expresión para la función de transferencia:

$$\mathbf{y}(s) = \frac{c_{21}\beta}{\Lambda^2 s^2 + \Lambda^2\lambda s + \beta\Lambda s} \mathbf{u}(s) \quad (29)$$

4.1.2. Estabilidad

La función de transferencia permite el análisis de estabilidad del sistema a través de la respuesta de una señal externa. La estabilidad existe si todos los polos (raíces sobre la variables "s") del denominador de la Ec. (27) tienen parte real menor o igual a cero [14]. En el caso de tener una matriz de transferencia, cada expresión debe cumplir el enunciado anterior. Los polos del sistema acoplado RCP, Ec. (29), son los siguientes:

$$s_1 = 0 \quad (30)$$

$$s_2 = -\frac{\Lambda\lambda + \beta}{\Lambda} \quad (31)$$

Es decir, el sistema es estable en su estado inicial, pero lo que interesa saber es si sigue siendo estable ante una perturbación, de no ser así habría que implementar un modelo de control.

4.2. Controlador PID

Este proyecto parte de la suposición de inestabilidad al tener como entrada una perturbación tipo escalón, Ec. (32). Esta suposición tiene el fundamento de saber cómo reaccionaría el sistema físico en caso de dicha perturbación y a qué tiempo volvería a ser estable.

$$u(t) = \begin{cases} 0 & \text{si } t < 0 \\ 1 & \text{si } t > 0 \end{cases} \quad (32)$$

Una vez obtenida la función de transferencia (Ec. (29)) y los polos (Ecs. (30-31)), se logró modelar el sistema mediante el uso de MatLab y SIMULINK. En la Figura 6 se muestra la respuesta en lazo abierto a un impulso escalón y se muestra que si se alimenta el reactor constantemente, la salida del sistema se vuelve inestable, es decir, la potencia se incrementa.

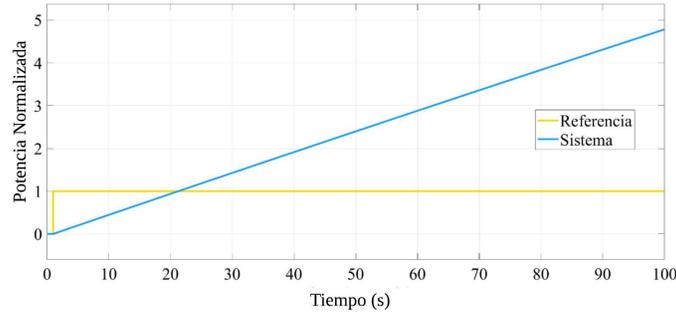


Figura 6. Respuesta del sistema a una señal escalón.

Después se propone un controlador Proporcional, Integral y Derivativo (PID) por medio de un desarrollo progresivo donde se añade cada parte con tres distintas aportaciones (0.1, 1.0 , 10.0), es decir ganancias, para observar cómo reacciona el sistema [16]. El estado inicial de la salida del sistema se toma igual a cero porque se asume que es un estado estable que experimenta algún cambio externo y que de forma progresiva se busca acercar a la referencia, en este caso es de valor normalizado.

4.2.1. Controlador proporcional

Multiplica la señal de error por una constante K_p . Esta acción de control intenta minimizar el error del sistema. Cuando el error es grande, la acción de control es grande y tiende a minimizar este error. Si se aumenta el valor de K_p [16]: aumenta la velocidad de respuesta del sistema y el consumo energético, disminuye el error del sistema y aumenta la estabilidad del sistema. En la Figura 7 se observa que la ganancia más alta alcanza la estabilidad en tiempos muy cortos, por otro lado, con la ganancia más pequeña se alcanza el estado estable. Esto es una ventaja debido a que el sistema alcanza la referencia de forma suave y moderada.

4.2.2. Controlador integral

Se puede definir como la suma o acumulación de la señal de error por una constante K_i , si K_i aumenta entonces: disminuye el error del sistema, aumenta la inestabilidad del sistema y aumenta la velocidad del sistema. [16].

Al incluir la acción integral da como resultado un sobretiro (inestabilidad), representados por la Figura 8. Para esta simulación, la ganancia proporcional en las 3 funciones fue de 1, porque lo que interesaba era saber la retribución individual del controlador

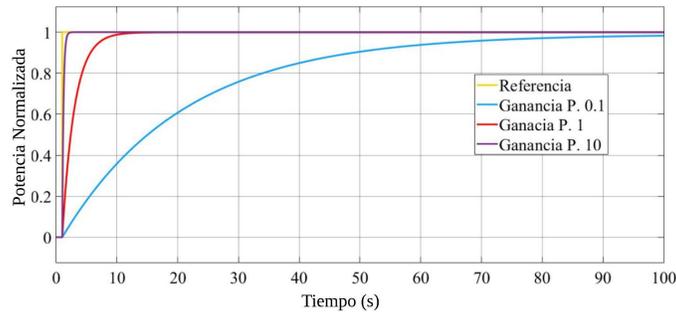


Figura 7. Controlador proporcional.

integral. El tiempo que tarda en estabilizarse es mayor en las 3 simulaciones que en la Figura 7, por lo tanto, no es conveniente usar esta combinación de controladores. Mientras que en el controlador proporcional frena el incremento de potencia; el controlador Proporcional-Integral, lo que hace después de que pasaba la referencia, éste deja de actuar y cuando baja la potencia se vuelve a involucrar generando las oscilaciones. Este proceso ahorra más energía que el anterior pero tarda más en estabilizarse.

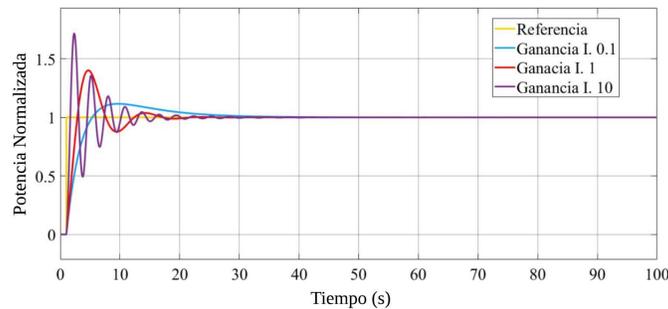


Figura 8. Controlador proporcional e integral.

4.2.3. Controlador derivativo

Esta acción controla la variabilidad del error respecto al tiempo a lo largo de la simulación $[K_d \dot{e}(t)]$, si aumenta entonces: aumenta la inestabilidad del sistema controlado, disminuye la velocidad del sistema y el error tiende a una constante, este resultado está representado por la Figura 9.

Los valores de las ganancias para la parte proporcional e integral tienen valor uno, así que se comparará con las funciones asociadas de las Figuras 7 y 8. Este controlador ocasiona que el sistema se estabilice con menor rapidez, pero lo importante de la acción derivativa es que maximiza las variabilidades del sistema dependiendo del valor de la ganancia del controlador.

Después de haber simulado los 3 tipos de controladores, el modelo con un comportamiento de estabilización más suave fue aquel al que únicamente se le implementa el

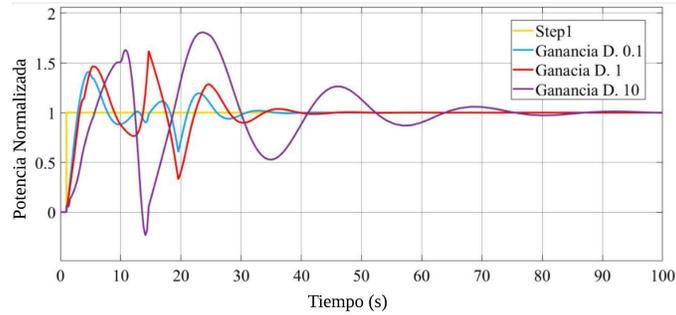


Figura 9. Controlador proporcional, integral y derivativo.

control proporcional, ya que el sistema es muy simple e imponer controladores más complejos implica complicar más el sistema de lo necesario.

5. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó un modelo simplificado para representar el comportamiento de un reactor nuclear como fuente de calor para un ciclo Brayton ideal, esto como propuesta básica para el estudio de un sistema de propulsión. Se mostró que existe una dependencia directa del trabajo del ciclo y de la propulsión respecto al signo y valor de la reactividad ρ .

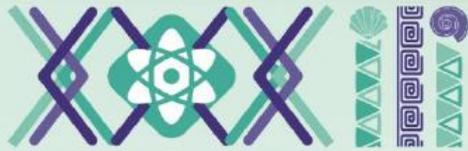
Se analizó la respuesta del sistema ante las perturbaciones, se concluyó que se ve afectado por estas interacciones y que la señal de salida del sistema se vuelve inestable ante una entrada escalón. Sin embargo, al aplicar el control proporcional aumenta la velocidad de respuesta y disminuye el error. Con los resultados obtenidos, se pudo concluir que el control óptimo para nuestro reactor es uno proporcional.

El sistema propuesto tuvo múltiples consideraciones ideales que permitieron analizar a detalle la relación entre las variables del reactor y su estabilidad. Esto demostró que el comportamiento del reactor que se propuso es diferente al de los reactores convencionales usados para la generación de electricidad. Se observó que el controlador proporcional resultó ser el más óptimo en cuanto a la ausencia de sobretiros que aparecieron en el PI y en el PID, esto se debe a lo generalizado del sistema ya que éste era de primer orden y lineal.

Referencias

- [1] Andrei Gagarinski. Nuclear power engineering in space. nuclear rocket engines. Technical report, 1993.
- [2] Anthony V Nero. *A guidebook to nuclear reactors*. Univ of California Press, 1979.
- [3] Timothy Amos Stone, Kirk Patrick Reeves, Tristan Karns, and Paul Herrick Smith. Technical basis for design life extension of the savy-4000 series nuclear material packaging system from five years to fifteen years. Technical report, Los Alamos National Lab.(LANL), Los Alamos, NM (United States), 2018.
- [4] Z Goni, G Jimenez Varas, K Fernandez, C Qural, and J Montero. Analysis of an accident type sbloca in reactor contention ap1000 with 8.0 gothic code. *Nuclear Espana (1996)*, 373:72–76, 2016.
- [5] Yunus A Cengel and Michael A Boles. *Termodinámica (séptima edición)*, 2012.
- [6] Dan M Goebel and Ira Katz. *Fundamentals of electric propulsion: ion and Hall thrusters*. John Wiley & Sons, 2008.
- [7] William J Emrich Jr. *Principles of Nuclear Rocket Propulsion*. Butterworth-Heinemann, 2016.
- [8] Robert W Bussard. Concepts for future nuclear rocket propulsion. *Journal of Jet Propulsion*, 28(4):223–227, 1958.
- [9] Manuel Malaver de la Fuente. Optimización del trabajo en un ciclo brayton con irreversibilidades. *Ingeniería*, 22(1):69–81, 2012.
- [10] Guilherme B Ribeiro, Lamartine NF Guimarães, and Francisco A Braz Filho. Heat exchanger optimization of a closed brayton cycle for nuclear space propulsion. 2015.
- [11] J Gilland, Rogerm Myers, and Michaelj Patterson. Multimegawatt electric propulsion system design considerations. In *21st International Electric Propulsion Conference*, page 2552, 1990.
- [12] Jennifer Liscum-Powell and Mohamed S El-Genk. Transient analysis of a bimodal pellet bed reactor system. In *AIP Conference Proceedings*, volume 324, pages 857–869. American Institute of Physics, 1995.
- [13] Roland Büchi. *State space control, LQR and observer: step by step introduction with Matlab examples*. Norderstedt Books on Demand, 2010.
- [14] Katsuhiko Ogata et al. *Modern control engineering*, volume 5. Prentice hall Upper Saddle River, NJ, 2010.
- [15] Gilberto Espinosa-Paredes and Rodolfo Vázquez Rodríguez. *Física de reactores nucleares I: Un enfoque conceptual*. OmniaScience, 2016.

- [16] Virginia Mazzone. Estructuras prácticas de control siso. *Universidad Nacional de Quilmes*, 2003.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana

VERACRUZ



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica V

Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

Análisis Preliminar Nuclear y Termohidráulico del Reactor Nuclear NuScale

*Karla Yhomaira Hernández-Montalvo, Erick Josué Yescas-Pozos,
Gilberto Espinosa-Paredes, Alejandro Vázquez-Rodríguez*
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana, Unidad Iztapalapa.
cbi2173009804@titlani.uam.mx, eyescaspozos@gmail.com,
gepe@xanum.uam.mx, vara@xanum.uam.mx

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Estocolmo, Suecia.
alpere@kth.se

Resumen

En este artículo, se presentan los resultados de un reactor nuclear modular, tomando como referencia el reactor NuScale. Se presentan diversos experimentos numéricos, que representan las temperaturas de operación de moderador y combustible del reactor bajo cambios de parámetros neutrónicos, la temperatura a la entrada en el moderador y flujo a la entrada de moderador. Asimismo, se brinda un panorama general de la tecnología de reactores modulare pequeños y sus principales características y beneficios. Los alcances de este análisis preliminar muestran la importancia de diversos factores que en conjunto y simultáneamente determinan la salida de potencia del reactor. Tales factores, como la temperatura a la entrada de moderador, temperatura de combustible y la concentración de neutrones precursores afectan simultáneamente a la potencia térmica entregada por el reactor, aumentándola o disminuyéndola con respecto a su valor nominal.

1. INTRODUCCIÓN

Los reactores modulares pequeños, o Small Modular Reactors, por su traducción al inglés, son reactores nucleares avanzados que tienen una capacidad de potencia de hasta 300 MW(e) por unidad, que es aproximadamente un tercio de la capacidad de generación de los reactores de energía nuclear tradicionales [1].

La Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), define un reactor pequeño como aquel que tiene una producción eléctrica de al menos de 300 MWe y un reactor mediano con una producción entre 300 y 700 MWe. Los dos tamaños, se combinan en el término común, reactor pequeño y mediano (SMR), que representa un reactor con una producción eléctrica de menos de 700 MWe. Por lo tanto, se supone que una planta grande tiene una potencia de salida mayor a 700 MWe. La definición de un SMR se expresa en términos de la potencia de salida del reactor. Tanto su menor

potencia de salida como su tamaño físico reducido contribuyen a los beneficios asociados en las áreas de seguridad, fabricación, operaciones y economía de la planta.

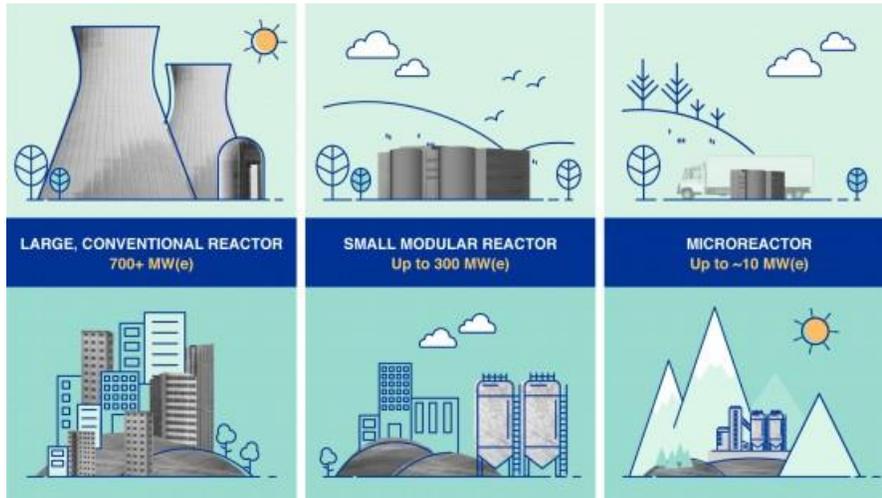


Figura 1. Comparación entre reactores nucleares convencionales, pequeños y micro [1].

En la Figura 1, se muestra una comparación entre los reactores convencionales, pequeños y micro, se observa el lugar en el que pueden ser utilizados para satisfacer la demanda eléctrica. Los convencionales están dirigidos a lugares con mayor demanda, los pequeños a una demanda intermedia en pequeñas comunidades o en la industria, los micro reactores en comunidades aisladas.

Muchos de los beneficios de los SMR están inherentemente vinculados a la naturaleza de su diseño: pequeño y modular. Los SMR se pueden instalar en ubicaciones que no son adecuadas para plantas de energía nuclear más grandes. Las unidades prefabricadas de SMR se pueden fabricar y luego enviar e instalar en el sitio de interés, lo que las hace más asequibles de construir que los grandes reactores de potencia, que a menudo se diseñan a la medida para una ubicación en particular, lo que a veces genera demoras en la construcción. Los SMR ofrecen ahorros en costos y tiempo de construcción, y se pueden implementar gradualmente para satisfacer la creciente demanda de energía [1].

2. TECNOLOGÍA NUSCALE

Una planta NuScale, consta de 1 a 12 módulos independientes, cada uno capaz de producir una red potencia eléctrica de 45 MWe. Cada módulo incluye un reactor integral de agua ligera a presión operado bajo condiciones de flujo primario de circulación natural. Cada reactor está alojado dentro de su propio recipiente de contención de alta presión que se sumerge bajo el agua en un acero inoxidable piscina de hormigón revestido [2].

En la Figura 2 se muestra el diseño de un modulo NuScale. El recipiente de presión del reactor nuclear integrado contiene al núcleo, un generador de vapor de bobina helicoidal y un presurizador.

Tiene aproximadamente 20 m de largo por 2.8 m de diámetro. El núcleo consiste en una matriz de conjuntos de combustible LWR de altura reducida y grupos de barras de control en enriquecimientos estándar. El generador de vapor de bobina helicoidal consta de dos conjuntos independientes de haces de tubos con líneas separadas de entrada de agua de alimentación y salida de vapor. El agua de alimentación se bombea a los tubos donde hierve para generar vapor sobrecalentado. Un conjunto de calentadores presurizadores está ubicado en la cabeza superior del recipiente para proporcionar control de presión. El sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS) está encerrado en una contención de acero de 24.6 m de largo por 4.6 m de diámetro.

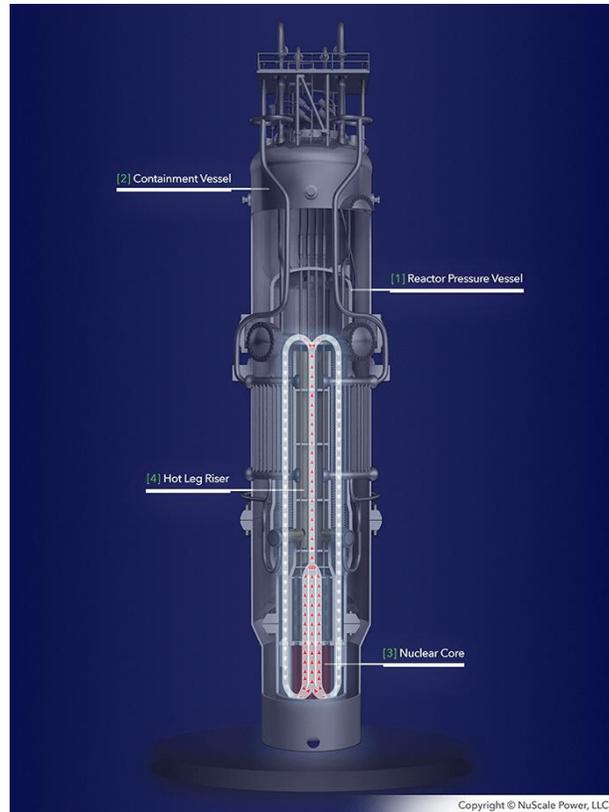


Figura 2. Descripción general de un módulo NuScale [2].

El núcleo se enfría completamente por circulación natural. El agua se calienta en el núcleo para producir un fluido de baja densidad que viaja hacia arriba a través del elevador de piernas caliente. Las bobinas helicoidales envueltas alrededor del exterior del elevador proporcionan un disipador de calor que enfría el agua, haciendo que aumente su densidad. La diferencia de densidad que actúa sobre una diferencia de elevación da como resultado una fuerza de flotación que impulsa el flujo de fluido alrededor del circuito. La operación de circulación natural brinda una ventaja significativa porque elimina bombas, tuberías y válvulas y, por lo tanto, el mantenimiento y las posibles fallas asociadas con esos componentes. También reduce las cargas de la planta interna. Esta simplicidad adicional mejora la seguridad general de la planta y mejora la economía [3].

La configuración del núcleo consta de 37 elementos combustibles y 16 barras de control, como se

muestra en la Figura 3. El conjunto de combustible NuScale tiene un diseño de 17×17 con aproximadamente la mitad de la longitud del combustible del combustible PWR típico. El combustible por diseño es dióxido de uranio (UO_2) con óxido de gadolinio (Gd_2O_3) como absorbente combustible, mezclado homogéneamente en lugares seleccionados. Las barras de combustible se presurizan con helio [4]. En la Tabla I se presentan los principales parámetros de diseño de un módulo de NuScale y de la barra de combustible.

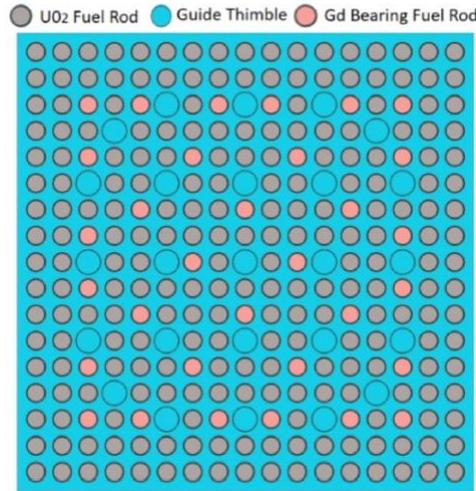


Figura 3. Configuración geométrica del núcleo del reactor [4].

Tabla I. Especificaciones de un módulo de potencia tipo NuScale [4].

PARÁMETRO	VALOR
Potencia térmica [MW_{th}]	160
Potencia eléctrica [MW_e]	45
Flujo masico del moderador [kg/s]	587
Temperatura de entrada del moderador [K]	531.45
Temperatura promedio del moderador [K]	557.15
Temperatura de salida del moderador [K]	587.8
Temperatura promedio del combustible [K]	660.16
Velocidad promedio del moderador [m/s]	0.8
Número de ensambles de combustible [-]	37
Diámetro exterior de la barra total [m]	0.0095
Diámetro exterior del combustible [m]	0.008179
Grosor del encamisado [m]	0.000569
Altura activa [m]	2
Pitch del ensamble [m]	0.21504
Pitch del pin [m]	0.01259

Radio de la barra total [m]	0.00475
Radio del combustible [m]	0.00409
Ancho de la holgura [m]	0.00009
Radio de la holgura [m]	0.00418
Tasa de calor lineal promedio del núcleo [kW/m]	8.202

3. MODELADO MATEMÁTICO

En esta sección se presenta el modelo matemático de un modulo de NuScale, en el cual se aplican ecuaciones de transferencia de calor en el combustible, ecuaciones de transferencia de calor en el moderador, acopladas con un modelo puntual de la cinética neutrónica.

3.1. Modelo de Transferencia de Calor en el Combustible

La transferencia de calor en las barras de combustible está dada por

$$\rho_f C p_f \frac{\partial T_f}{\partial t} = k_f \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T_f}{\partial r} \right) + q''' \quad (1)$$

Cuyas condiciones de frontera son:

$$-k_f \frac{\partial T_f}{\partial r} = q'' = h(T_f - T_m) \quad \text{con} \quad r_c = R_f \quad (2)$$

Integrando en la dirección radial en el dominio del combustible, se obtiene un modelo de cero dimensiones

$$\frac{dT_f}{dt} = \frac{q'''}{\rho C p} - \frac{2}{\rho C p} \frac{q''}{r_f} \quad (3)$$

El flux de calor está dado por la ley de enfriamiento de Newton, entonces

$$\frac{dT_f(t)}{dt} = \frac{q'''}{\rho C p} - \frac{2}{\rho C p} \frac{h(T_f(t) - T_m(t))}{R_f} \quad (4)$$

Cuya condición inicial es $T_f(t) = T_{f0}(z)$ en $t=0$.

3.2. Modelo de Transferencia de Calor en el Moderador

La transferencia de calor en el moderador está dada por

$$\rho_m C p_m \frac{\partial T_m(t, z)}{\partial t} + \rho_m C p_m v_z \frac{\partial T_m(t, z)}{\partial z} = \frac{q'' P_H}{A_f} \quad (5)$$

Integrando esta ecuación se obtiene la siguiente expresión

$$\frac{dT_m(t, z)}{dt} = \frac{G}{\Delta z \rho_m} (T_{me} - T_m(t, z)) + \frac{q''(z, t) P_H}{\rho_m C p_m A_f} \quad (6)$$

En donde

$$T_m(t, z = 0) = T_{me}$$

$$G = \rho_m v_z$$

$$q''(z, t) = h(T_f(t, z) - T_m(t, z))$$

Cuyas condiciones iniciales son

$$T_m(t, z) = f(z) \text{ o también } T_m(t, z) = T_{m0}(z) \text{ en } t=0$$

3.3. Modelo Puntual de la Cinética Neutrónica

Para el caso de los procesos neutrónicos

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho_{CRD}(CRD) + \rho_D(T_f(t)) + \rho_m(T_m(t)) + \rho_{Xe}(Xe(t)) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) \quad (7)$$

En este caso de estudio, despreciamos los efectos generados por el Xenón (Xe)

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho_{CRD}(CRD) + \rho_D(T_f(t)) + \rho_m(T_m(t)) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) \quad (8)$$

La concentración de precursores está dada por

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \quad (9)$$

Las condiciones iniciales de las ecuaciones 14 y 15 son

$$n(t) = n_0 = 1 \quad \text{para } t = 0 \quad (10)$$

$$C(t) = C_0 \quad \text{para } t = 0 \quad (11)$$

3.4. Parámetros Termohidráulicos

Los parámetros termohidráulicos (Tabla II), se calculan con las Ec. (18)-(28), considerando los parámetros nominales de la Tabla I.

Tabla II. Parámetros termohidráulicos del reactor NuScale.

Parámetro	Fórmula	Valor
Diámetro hidráulico [m]	$D_h = \frac{4A_f}{P_H}$	0.01177373
Área de flujo [m ²]	$A_f = p^2 - \pi \left(\frac{d}{2}\right)^2$	0.00008784
Perímetro mojado-húmedo[m]	$P_H = \pi d$	0.02984387
Área de transferencia de calor [m ²]	$A_c = 2\pi \left(\frac{d}{2}\right) h$	0.05968774
Reynolds [-]	$Re = \frac{D_h G}{\mu}$	83,051.70
Prandtl [-]	$Pr = \frac{\mu C_{p_m}}{k_m}$	0.91
Nusselt [-]	$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$	190.49
Coefficiente de transferencia de calor $\left[\frac{W}{m^2 K}\right]$	$h = \frac{Nu k_m}{D_h}$	8,880.15
Área transversal (barra de combustible) [m ²]	$A_t = \pi \left(\frac{d}{2}\right)^2$	7.0876E-05
Flux másico $\left[\frac{kg}{m^2 s}\right]$	$G = \frac{w}{N_{ensambles} N_{barras \text{ por ensamble}} A_f}$	6682,341
Densidad de potencia $\left[\frac{MW}{m^3}\right]$	$q''' = \frac{\text{Potencia térmica}}{\text{Volumen del núcleo activo}}$	105.557696

4. ACOPLAMIENTO DE LOS PROCESOS MULTIFÍSICOS

El reactor nuclear NuScale, es un sistema complejo, en el que se ven involucrados múltiples fenómenos físicos de diferente escala, tales como el modelo de la cinética neutrónica, el modelado matemático de la transferencia de calor entre las barras de combustible y el modelado matemático de transferencia de calor del refrigerante. Dichos fenómenos, se estudian con las herramientas matemáticas y físicas brindadas por la termohidráulica de reactores, acoplándolos de manera que sean dependientes los unos de los otros.

Particularmente, la distribución del flujo de neutrones, causada por las reacciones en cadena que ocurren en el combustible, influyen directamente en la fuente de calor, teniendo un punto de partida para el estudio del acoplamiento computacional para establecer de manera precisa la interacción de la cinética neutrónica con la transferencia de calor de combustible y refrigerante.

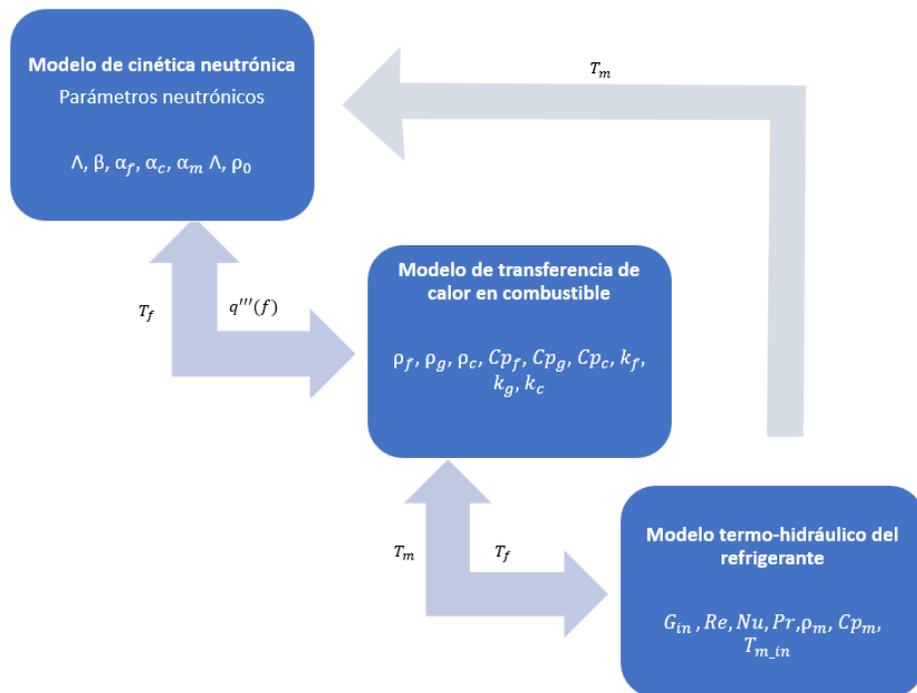


Figura 4. Acoplamiento de procesos multifísicos.

En este estudio, se tomó como parámetro de control del reactor a la potencia térmica entregada por un módulo NuScale, considerando variaciones de diversos datos nominales previamente acoplados, tales como la temperatura de entrada del moderador, que afecta a la temperatura del combustible, causando un aumento o disminución de potencia según sea el caso. En la figura 4, se observa que el modelo de cinética neutrónica y los dos modelos de transferencia de calor, en combustible y refrigerante, describen una retroalimentación bidireccional. Cada módulo del diagrama contiene distintas variables que afectan a las variables de los otros dos módulos, generando cambios en la distribución de temperaturas del combustible, cambios en la temperatura del moderador y, en consecuencia, retroalimentación a la cinética neutrónica.

5. EXPERIMENTOS NUMÉRICOS

5.1. Estado Estacionario

El alcance de este análisis preliminar del reactor NuScale, fue el de obtener diversas simulaciones en donde se variaran los parámetros de diseño del dispositivo, tales como el flujo de entrada del moderador y temperatura de entrada del moderador por ejemplo. Lo anterior con la intención de obtener distintas salidas de potencia y los datos de variación de temperatura de moderador y combustible bajo distintas perturbaciones.

En la Figura 5, se presenta una variación de la concentración de neutrones al 100%, 50% y 75%, las cuales representan físicamente la inserción de barras de control al núcleo del reactor.

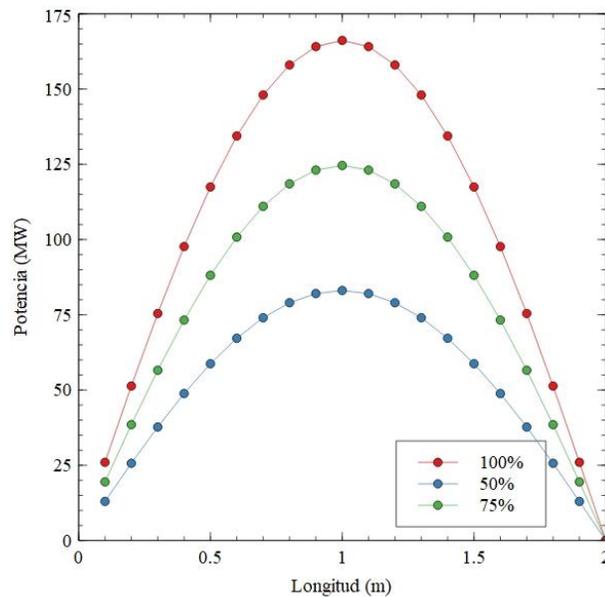


Figura 5. Perfil de potencia a diferentes porcentajes de generación.

En la Figura 6, se presenta la temperatura axial del combustible y del moderador, obteniendo temperaturas del combustible superiores a los 600 K cuando el reactor trabaja al 100% de su capacidad y temperaturas de aproximadamente 565 K cuando está al 50% de su capacidad, lo anterior en 1.3 m de la altura activa del núcleo.

Para el moderador aproximadamente 578 K cuando el reactor trabaja con el 100% de su capacidad, y alcanza temperaturas de aproximadamente 555 K cuando el reactor nuclear NuScale está al 50% de su capacidad de operación.

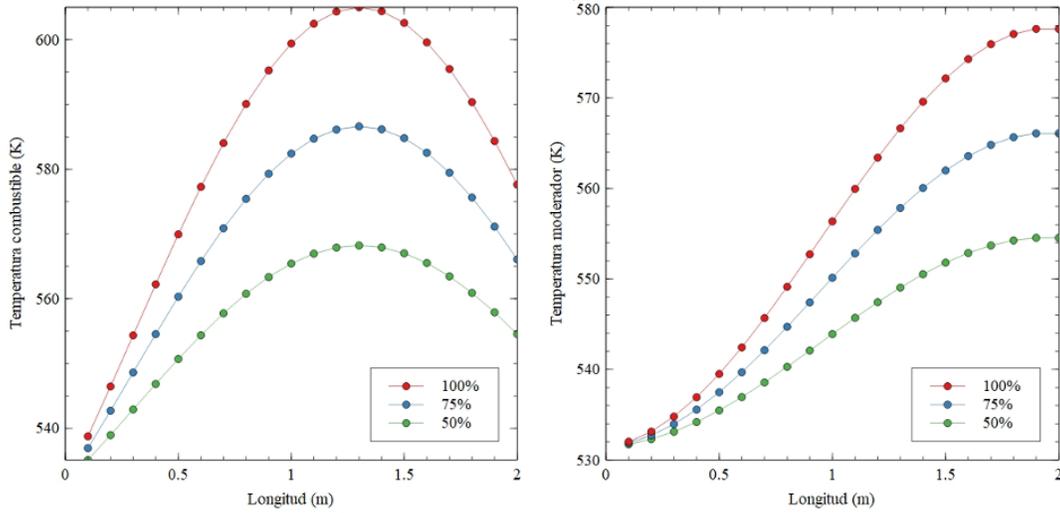


Figura 6. Temperatura del combustible y del moderador a diferentes valores de potencia.

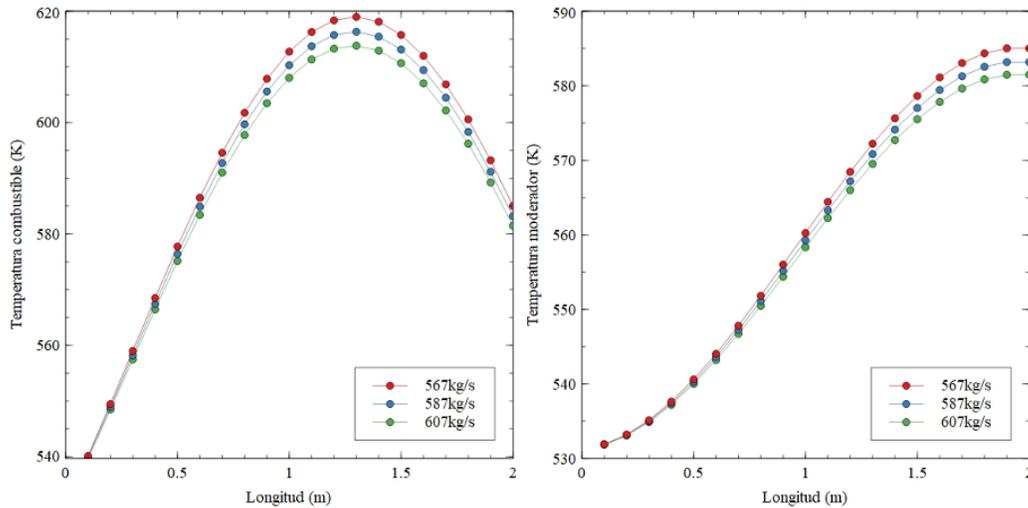


Figura 7. Variación de la temperatura axial del combustible y del moderador debido a los cambios en el flujo a la entrada del moderador.

La Figura 7, representa los cambios en la temperatura axial del combustible con cambios de flujo de moderador a la entrada. A mayor flujo de entrada, en este caso 607 kg/s se tienen aproximadamente 610 K en los 1.3 m de altura activa del núcleo, y en la misma altura activa, con el flujo mínimo de 567 kg/s, se tienen aproximadamente 620 K. En el caso del moderador se tiene mayor temperatura de moderador, 560 K aproximadamente, con un menor flujo de agua, en este caso 567 kg/s, en comparación con el flujo mayor de moderador, 607 K, que arroja una temperatura de moderador de aproximadamente 555 K, considerando los datos anteriores en la mitad de la altura activa del núcleo.

5.2. Estado Transitorio

5.2.1. Disminución de la Temperatura del Flujo de Entrada al Núcleo del Reactor

A continuación, se presentan distintas pruebas en estado transitorio las cuales inician por un accidente simulado de disminución de la temperatura del agua de alimentación, el cual se origina por el mal funcionamiento del sistema secundario [5].

Es importante aclarar que el estudio nuclear termohidráulico de este accidente simulado, presentado en este trabajo, es un estudio del tipo “stand-alone core”, i.e., núcleo independiente, donde se modela los procesos neutrónicos en el núcleo, la transferencia de calor en combustible y la termohidráulica del moderador, ya que se deja como futuro alcance de este proyecto el trabajar sobre los demás elementos de una planta nuclear tipo NuScale.

Los estudios de este accidente se pueden consultar en las referencias [5, 6], donde se presenta el desempeño del sistema de seguridad y el diseño en el manejo de un accidente. En la referencia [5], el transitorio inicia 100s después de estado estacionario respecto al que se presenta en este trabajo, y el comportamiento de temperatura de entrada al núcleo que se presenta en la Figura 8, es la condición de entrada dependiente del tiempo para iniciar el transitorio en este estudio, cuyos datos son tomados de la referencia [5].

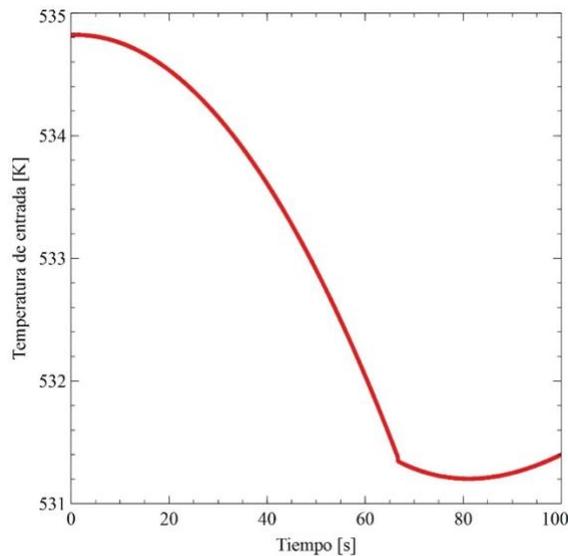


Figura 8. Temperatura del moderador a la entrada del núcleo.

El comportamiento de la potencia del reactor se presenta en la Figura 9. En esta figura, se puede observar un aumento de potencia como resultado de la reactividad de retroalimentación del moderador de agua y el combustible reflejada en la Figura 10. Cuando la temperatura del moderador disminuye, su densidad aumenta, de modo que la capacidad de moderar los neutrones de rápidos a térmicos aumenta, lo que equivale a una inserción de reactividad positiva en el núcleo. Es importante apuntar que en este estudio no se simula la respuesta automática de la barra de control para compensar la caída de temperatura del moderador.

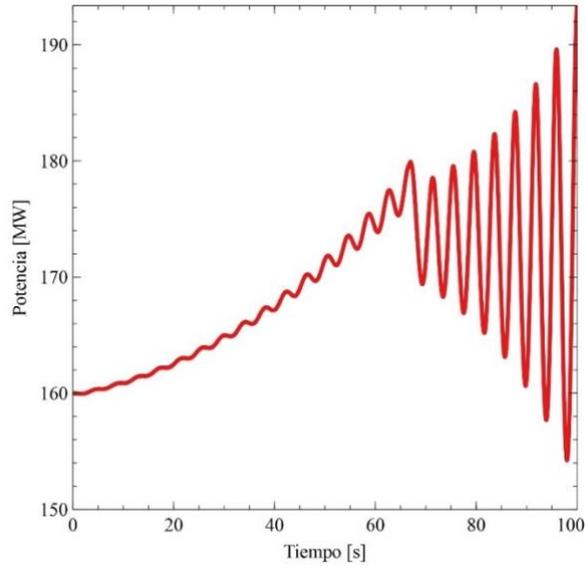


Figura 9. Respuesta en la potencia térmica como resultado de la reactividad de retroalimentación entre el moderador de agua y el combustible.

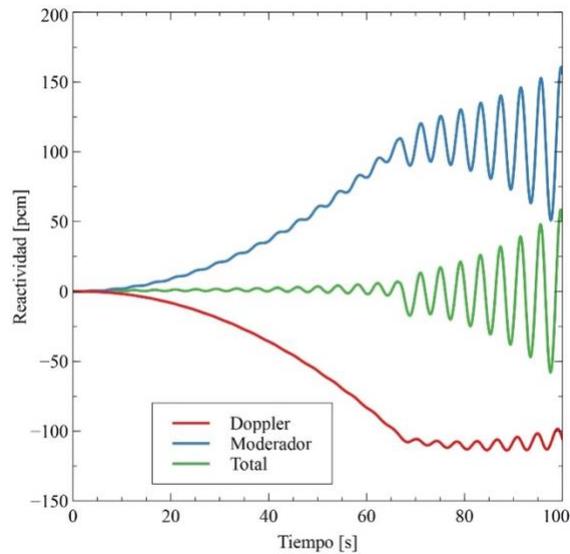


Figura 10. Reactividades por efecto Doppler, moderador (agua) y total.

La disminución de temperatura del moderador a la entrada del núcleo produce un aumento de potencia, dando como resultado incremento en la temperatura del combustible como se muestra en la Figura 11.

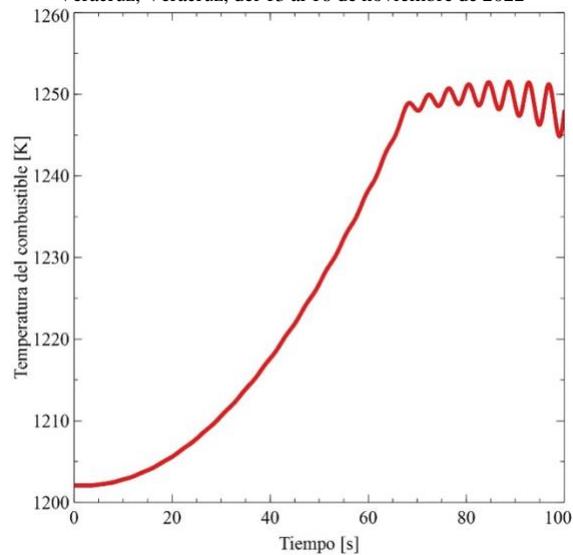


Figura 11. Comportamiento transitorio de la temperatura del combustible como resultado de la disminución de temperatura del moderador a la entrada.

La temperatura a la entrada del núcleo sufre una disminución de 534.8 K hasta casi 531 K en 60 s, no obstante, el campamiento de la temperatura promedio del moderador en el núcleo, Figura 12, disminuye muy poco, siendo suficiente para generar una respuesta inestable.

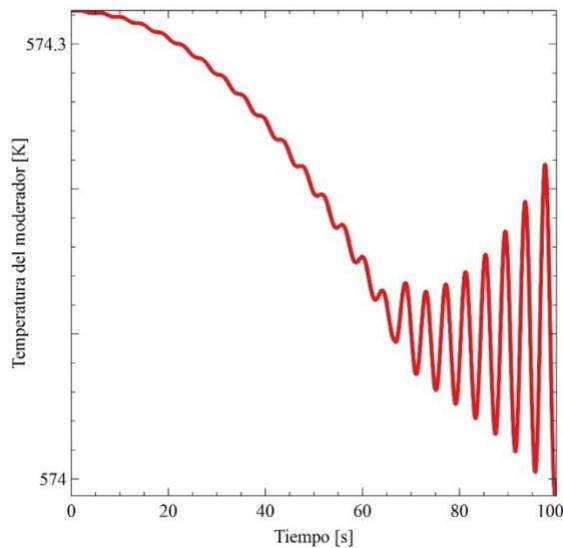


Figura 12. Comportamiento de la temperatura promedio del moderador.

5.2.2. Análisis preliminar de la inestabilidad nuclear-termohidráulica

En este accidente simulado de disminución de temperatura, se presentó una inestabilidad de nuclear-termohidráulica, como consecuencia de incrementar el coeficiente de reactividad del moderador, lo cual produce inserciones de reactividades más violentas. De tal forma que se

presentan oscilaciones divergentes de potencia como se muestra en la Figura 15. Es evidente que es necesario aplicar técnicas lineales y no lineales de estabilidad para realizar un estudio sistemático sobre este fenómeno, y establecer la frecuencia característica.

No obstante, se presenta el comportamiento de la potencia vs temperatura del combustible, y de potencia vs temperatura del moderador en la Figura 13, observando atractores cuyas características, no forman parte del alcance de este estudio.

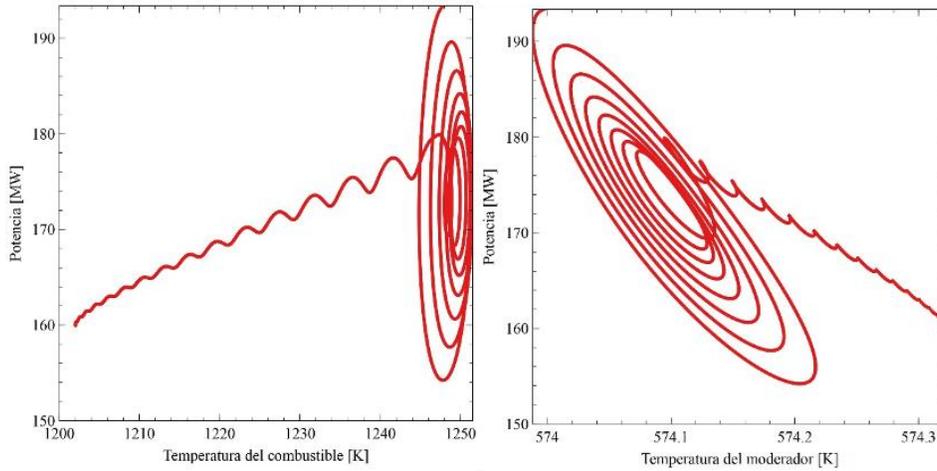


Figura 13. Atractores de la inestabilidad nuclear termohidráulica.

6. CONCLUSIONES

El reactor nuclear NuScale representa un parteaguas en la nueva era de la tecnología nuclear de potencia, ya que cuenta con numerosas simplificaciones y mejoras a los diseños previos de reactores nucleares grandes. Su escalabilidad, tamaño y seguridad representan características valiosas que llevarán a los reactores modulares pequeños por un camino exitoso en la descarbonización mundial.

Los alcances de este análisis preliminar muestran la importancia de diversos factores que en conjunto y simultáneamente determinan la salida de potencia del reactor. En concreto, los resultados de la simulación, en estado transitorio, del accidente ocasionado por la baja de temperatura de moderador a la entrada del núcleo, muestran un aumento de temperatura en el combustible, lo que trae como consecuencia una mayor entrega de potencia por parte del reactor, lo cual involucra directamente a la seguridad de la planta, en donde se accionarían los sistemas de seguridad, particularmente las barras de control.

A demás del análisis en estado estacionario y en estado transitorio, se presentó una inestabilidad de nuclear-termohidráulica, como consecuencia de incrementar el coeficiente de reactividad del moderador, lo cual produce inserciones de reactividades más violentas. Se presentan las oscilaciones divergentes de potencia.

7. NOMENCLATURA

Tabla III. Nomenclatura utilizada en este trabajo.

Símbolo	Significado	Símbolo	Significado
D_h	Diámetro hidráulico [m]	r_c	Radio exterior del clad [m]
A_f	Área de flujo [m ²]	T_{me}	Temperatura del moderador a la entrada [K]
P_H	Perímetro húmedo [m]	Δz	Longitud del nodo axial [m]
A_c	Área de transferencia de calor [m ²]	q''	Potencia por unidad de área [W/m ²]
Re	Reynolds [-]	ρ_f	Densidad del combustible [kg/m ³]
Pr	Prandtl [-]	Cp_f	Calor específico del combustible [J/kg K]
Nu	Nusselt [-]	k_f	Conductividad térmica del combustible [W/m K]
q'''	Densidad de potencia [W/m ³]	r	Radio [m]
h	Coefficiente de transferencia de calor convectivo [W/m ² K]	Λ	Tiempo de generación de neutrones [s]
G	Flux másico del refrigerante [kg/m ² s]	λ	Constante de decaimiento [s ⁻¹]
p	Pin Pitch [m]	β	Fracción de neutrones retardador [-]
w	Flujo másico [kg/s]	C_0	Concentración de precursores [-]
μ	Viscosidad dinámica [kg/m s]	n_0	Densidad neutrónica [cm ⁻³]
h	Longitud activa del núcleo [m]	ρ_{CRD}	Reactividad por barras de control [pcm]
d	Diámetro exterior del clad [m]	ρ_D	Reactividad por efecto Doppler [pcm]
Cp_m	Calor específico del moderador [J/kg K]	ρ_m	Reactividad del moderador [pcm]
ρ_m	Densidad del moderador [kg/m ³]	t	Tiempo [s]
k_m	Conductividad térmica del moderador [W/m K]		

REFERENCIAS

1. IAEA (2021). What are Small Modular Reactors (SMRs)
2. NuScale Power Inc. (2011). NuScale Power Modular and Scalable Reactor. Technical Report 106.
3. Nuclear Energy Institute (2020). Nuclear Energy and Global Warming.
4. Pino Medina, S. and Francois, J. (2021). Neutronic analysis of the NuScale core using accident tolerant fuels with different coating materials. Nuclear Engineering and Design, 377.
5. NuScale. NuScale Final Safety Analysis Report. Corvallis, Oregon 97330 NuScale Power LLC; 2020. Available from: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/nuscale/documents.html#dcApp>
6. Susyadi, S. (2018). Simulation of Feed Water Temperature Decrease Accident in

Diseño termo-hidráulico de un domo condensador para la recuperación de vapor de la piscina de enfriamiento del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR

Víctor Castillo Jiménez* y Jaime Baltazar Morales Sandoval

Universidad Nacional Autónoma de México

Facultad de Ingeniería, UNAM

Av. Universidad 3000, Ciudad Universitaria, Coyoacán, Ciudad de México

vickas14@gmail.com; jaime.morales@ingenieria.unam.edu

Julio Valle Hernández

Universidad Autónoma del Estado de Hidalgo

Escuela Superior de Apan, Carretera Apan-Calpulalpan Km. 8.

Colonia Chimalpa Tlalayote 43900, Apan, Hidalgo

julio_valle@uaeh.edu.mx

Resumen

La mejora de los sistemas pasivos de enfriamiento es de suma importancia para garantizar la seguridad de los reactores de nueva generación, para el caso de los reactores tipo ESBWR uno de estos sistemas es el PCCS (Passive Containment Cooling System). Cuando este sistema se activa, el calor residual proveniente de la contención es depositado en el agua de la piscina, mediante un condensador que se encuentra sumergido en esta. Eventualmente el agua se agotará por completo debido a la evaporación que se presenta, sin embargo, si parte de esta agua que se evapora pudiera regresar a la piscina a través de un sistema de condensación, el sistema de enfriamiento PCCS podría seguir operando durante un período más prolongado de lo que actualmente funciona. En este trabajo se propone un sistema que recupere parte de esta agua que se pierde por evaporación, realizando un proceso de condensación, para retornar parte de este vapor condensado a las piscinas del sistema PCCS. La propuesta consta de un domo con un banco de tubos sobre la piscina de enfriamiento del sistema PCCS. Los tubos se enfrían por medio de la convección natural del aire del medio ambiente, dando como resultado la condensación del vapor que escapa hacia la atmosfera a través de estos tubos durante la disipación de calor. Se analiza el efecto que tienen las diferentes consideraciones de diseño del domo condensador, tales como el largo de los tubos, el diámetro de los mismos y el número de tubos que componen el banco. Los resultados mostraron que el sistema propuesto alarga el tiempo de operación del sistema PCCS, puesto que el nivel del agua de las piscinas de este sistema desciende de forma más lenta, proporcionando un periodo de enfriamiento de la contención más extenso de hasta casi el doble de la capacidad actual.

1. INTRODUCCIÓN

Una estrategia importante en un concepto de seguridad avanzada para los reactores nucleares de nueva generación es la utilización de sistemas pasivos, caracterizados por cumplir sus funciones designadas excluyendo fuentes de alimentación externas, así como las iniciaciones manuales, estando limitada la presencia de partes mecánicas móviles y válvulas de actuación energizadas de acuerdo con la categoría del nivel de pasividad [1].

Para escenarios de accidentes severos tales como un accidente por pérdida de refrigerante (LOCA) el sistema de enfriamiento pasivo secundario se activaría para enfriar el vapor en un intercambiador de calor de condensación que está sumergido en una piscina de enfriamiento de emergencia perteneciente al sistema PCCS (Passive Containment Cooling System), Actualmente, las capacidades de estas piscinas de enfriamiento de emergencia están diseñadas para eliminar el calor sensible y residual del sistema de refrigeración del reactor durante 72 h después de la ocurrencia de un accidente. Sin embargo, después de la operación de un sistema de enfriamiento pasivo convencional durante un período prolongado, el nivel del agua dentro de las piscinas cae como resultado de la evaporación durante el proceso de enfriamiento del circuito primario de refrigeración, ya que el vapor se pierde en la parte superior abierta del tanque que está abierto a la atmósfera.

Por lo tanto, el tanque debe rellenarse regularmente desde un sistema auxiliar de suministro de agua cuando el sistema se utiliza durante más de 72 horas de lo contrario, el sistema no podría disipar el calor del intercambiador de calor de condensación debido a la pérdida del agua de refrigeración. En última instancia, la funcionalidad del sistema de refrigeración pasiva podría verse seriamente comprometida [2].

En este trabajo se propone un sistema de condensación pasivo por medio de convección natural, el cual se describe de forma breve en la sección 2, seguido de un análisis de las correlaciones más adecuadas de convección natural por aire en tubos verticales [3] en la sección 3, dando lugar a un estudio del efecto que tienen las diferentes consideraciones de diseño para el sistema condensador tanto en la convección natural externa del aire, el flujo de calor disipado, así como en la cantidad de condensado recuperado (sección 4) , por último en la sección 5 se examina el comportamiento temporal de la cantidad y nivel de agua dentro de la piscina de enfriamiento para las diferentes propuestas de diseño. En la sección 6 se presentan las conclusiones de este trabajo realizado.

2. DESCRIPCIÓN DEL DISEÑO PROPUESTO

2.1. Domo de condensación para la piscina del sistema PCCS de un reactor tipo ESBWR

En los reactores avanzados de agua ligera como el reactor económico simplificado de agua en ebullición de GE (ESBWR), se tienen sistemas de enfriamiento de contención pasiva basados en la condensación. En el reactor tipo ESBWR, el vapor de la contención se condensa mediante un sistema pasivo llamado, sistema de enfriamiento de contención pasiva (PCCS). El vapor de la

contención fluye hacia los condensadores PCCS, que están sumergidos verticalmente en una gran piscina de agua ubicada fuera y por encima de la contención. El vapor se condensa en el condensador mientras rechaza calor a la piscina de agua (Figura 1). El condensador PCCS debe poder extraer suficiente energía de la contención del reactor para evitar una sobre presión de la contención después de un accidente base de diseño [4,5].

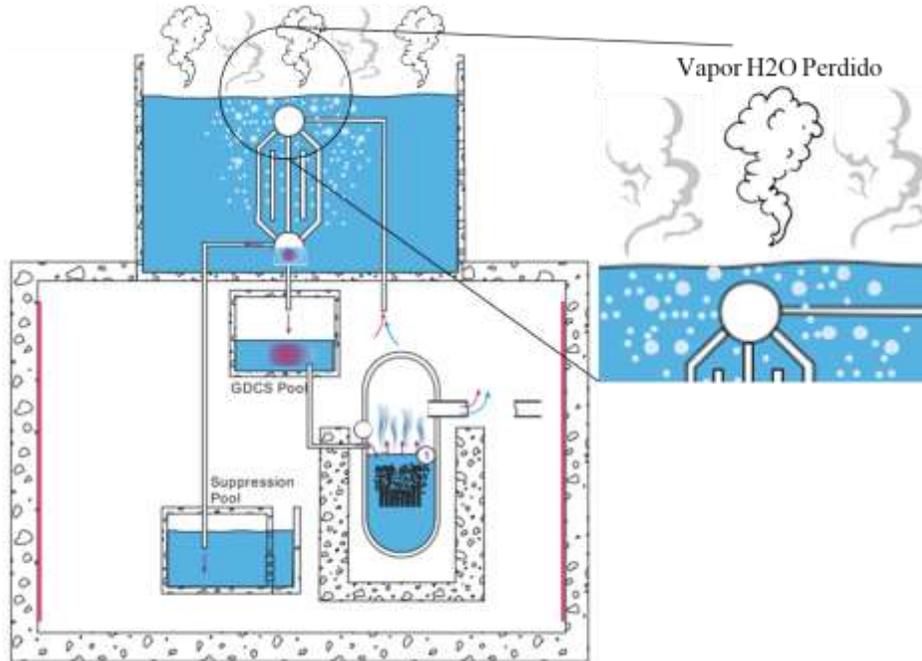


Figura 1. Esquema del sistema PCCS para el reactor tipo ESBWR

El sistema PCCS está compuesto por 6 piscinas las cuales albergan un aproximado de 172.8 m^3 de agua cada una, así mismo se tiene un área disponible en el techo de cada piscina de 36 m^2 , parámetro importante para la disposición del domo que se propone el cual contiene un arreglo de tubos, lo que influye sobre el número máximo de los mismo que se puede disponer para la operación de condensación. Para evitar la pérdida de agua hacia la atmosfera se propone un domo sobre la piscina el cual está compuesto por un banco de tubos verticales por donde el vapor de agua asciende la atmosfera como lo muestra la Figura 2. Durante este recorrido por la parte interna de los tubos se intercambia calor con el medio ambiente a través de las paredes de los tubos según la ecuación (1), calor el cual se retira y promueve el proceso de condensación que dará paso al escurrimiento del agua líquida recuperada al interior de la piscina nuevamente por los efectos de la gravedad (Figura 3), por lo que el flujo de agua líquida condensada recuperada se estima mediante la ecuación (2). Las características de los tubos del sistema, tales como el largo, el diámetro, el espesor, y el número de tubos que forman el banco, son parámetros que se analizan en el objetivo general de este trabajo.

$$Q = \frac{T_{sat} - T_{amb}}{\frac{1}{2\pi r_{in} L h_{in}} + \frac{\ln(r_{out}/r_{in})}{2\pi k L} + \frac{1}{2\pi r_{out} L h_{out}}} \quad (1)$$

$$Q = m_{\text{condensado}} h_{fg} \rightarrow m_{\text{condensado}} = \frac{Q}{h_{fg}} \quad (2)$$

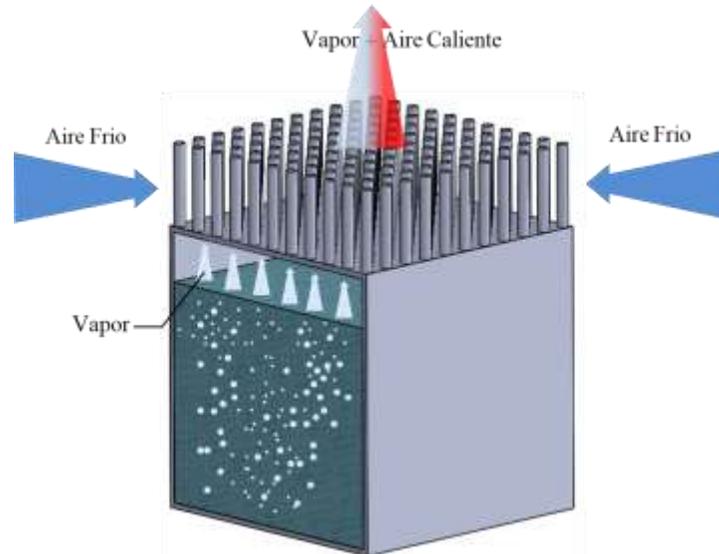


Figura 2. Domo condensador propuesto sobre la piscina del sistema PCCS

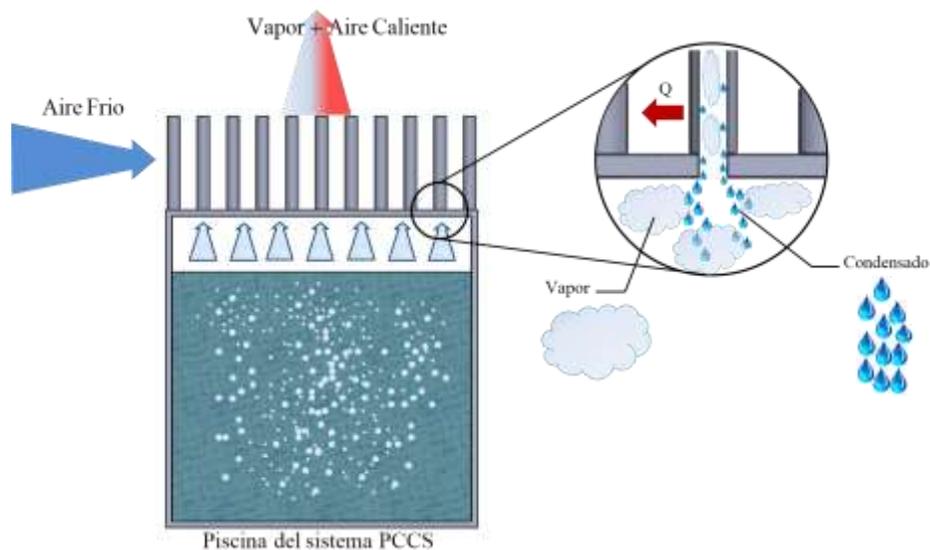


Figura 3. Funcionamiento esquemático del domo condensador

3. ANÁLISIS DE LA CONVECCIÓN NATURAL EXTERNA EN TUBOS VERTICALES

3.1. Modelos para convección natural externa en geometrías cilíndricas

Como se observa en la ecuación 1, el flujo de calor expulsado al medio ambiente está controlado por las resistencias térmicas de convección y de conducción, siendo el aire atmosférico el que

ofrece la mayor resistencia térmica y por lo tanto limita el flujo de calor y en consecuencia la condensación, por lo que el parámetro principal es el coeficiente de convección natural externa. Existen un gran número de correlaciones para los casos de convección natural externa en aire sin embargo, muchas de estas correlaciones están limitadas por los tipos de geometrías para las que aplican o por las dimensiones características de dichos elementos sólidos. Es bien sabido que la transferencia de calor por convección natural para placas verticales y cilindros verticales puede variar significativamente por los efectos de la curvatura, lo cual limita muchos de los modelos que se usan para ambas geometrías. Al-Arabi *et. al.* [6], proponen correlaciones para el número de Nusselt que reproducen satisfactoriamente el fenómeno de convección natural para geometrías cilíndricas en un rango muy amplio para el número de Rayleigh (ecuaciones 3 y 4).

$$Nu = 0.47Ra^{1/3} / Gr^{1/12} \quad 2.7 \times 10^9 \leq Ra \leq 2.95 \times 10^{10} \quad (3)$$

$$Nu = \left[0.6 \left(\frac{L}{D} \right)^{1/2} + 0.387 \left(\frac{Ra}{1 + (0.492/Pr)^{16/9}} \right)^{1/6} \right]^2 \quad 0 \leq Ra \leq \infty \quad (4)$$

Para ambas correlaciones el número de Rayleigh (Ra) y el número de Grashof (Gr) son los parámetros que rigen el comportamiento en la convección natural, además de estar ligados mediante el número de Prandtl (Pr), otro número adimensional que se presenta durante los fenómenos de convección. El número de Rayleigh (Ra) se calcula mediante:

$$Ra = Gr Pr = \frac{g\beta(T_s - T_\infty)L_c^3}{\nu^2} Pr \quad (5)$$

De tal manera que este número contiene la información global de la convección natural, y por tanto es necesario analizar el número de Nusselt en función del Rayleigh, bajo las distintas condiciones de operación del domo condensador propuesto.

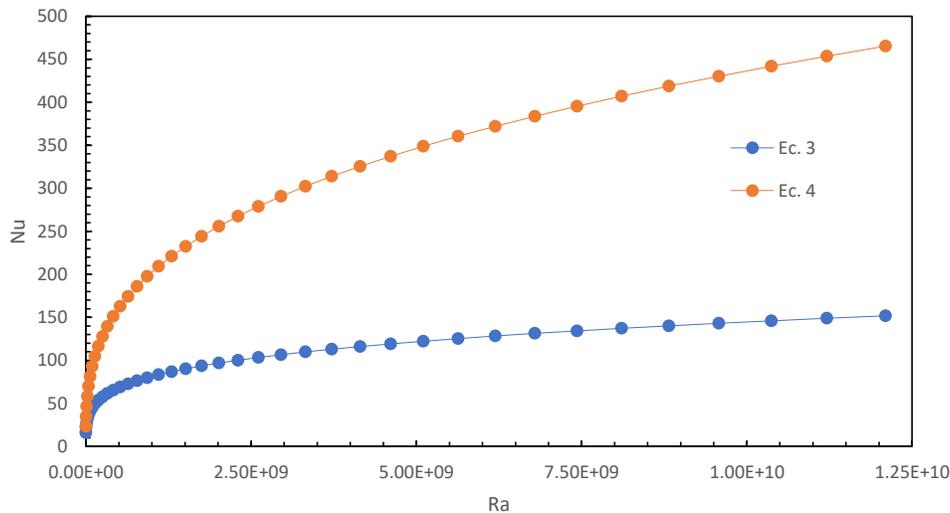


Figura 4. Comportamiento de las distintas correlaciones para el Nu externo

La Figura 4 exhibe el comportamiento de las dos correlaciones más adecuadas para el fenómeno que restringe el proceso de condensación, notándose una amplia diferencia en el número de Nu que calcula cada una de ella para condiciones similares sin embargo, dado que para este trabajo la longitud y el diámetro son parámetros libres que toman valores en un amplio rango, la ecuación (4) es más viable dado su intervalo también amplio para el Ra.

4. ANÁLISIS DE LAS VARIABLES DE DISEÑO DEL DOMO CONDENSADOR

4.1. Efectos del largo y diámetro de los tubos del domo sobre la convección natural externa

La ecuación 4 se muestra como una función tanto del largo (L), el diámetro (D) y el Rayleigh que a su vez también depende del diámetro, por lo que se estudian sus efectos sobre el número de Nuseelt y por tanto en el coeficiente de convección externo, parámetro preponderante en este análisis.

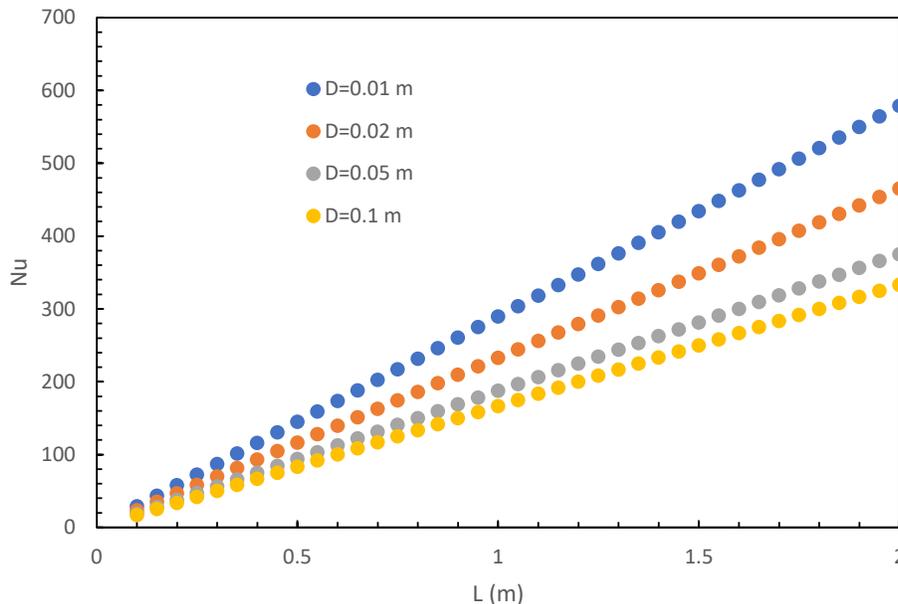


Figura 5. Nu como función del largo (L) y diámetro (D)

A medida que el largo del tubo crece este tiene su impacto en tener un mayor proceso de estratificación y como lo muestra la Figura 5 el número de Nu se incrementa favoreciendo en un mejor coeficiente de convección externa (h_{out}), sin embargo tener un diámetro más grande afecta el proceso de forma negativa, y como se mencionó anteriormente los efectos de la curvatura tiene su impacto desfavoreciendo la convección, sin embargo el área de intercambio sería mayor lo que se debe de tomar en cuenta para la elección del diámetro óptimo.

4.2. Efectos del medio ambiente sobre la convección natural externa

Así mismo las variaciones de las condiciones ambientales, específicamente la temperatura del aire ocasiona la modificación de las propiedades termodinámicas del fluido externo y como consecuencia, el número de Nu y por tanto el coeficiente de convección (h_{out}) se ven afectados.

Las Figuras 6 y 7 como se esperaba presenta un incremento del Nu cuando la temperatura del aire disminuye, dado que se amplifica el fenómeno de estratificación por las diferencias térmicas de las propiedades cerca de la superficie del tubo condensador y lejos de este. Dicho fenómeno se ve más amplio en el caso del que diámetro del tubo sea más pequeño lo que respalda el argumento de la sección anterior acerca de los efectos negativos de la curvatura de la geometría en relación con el largo del tubo.

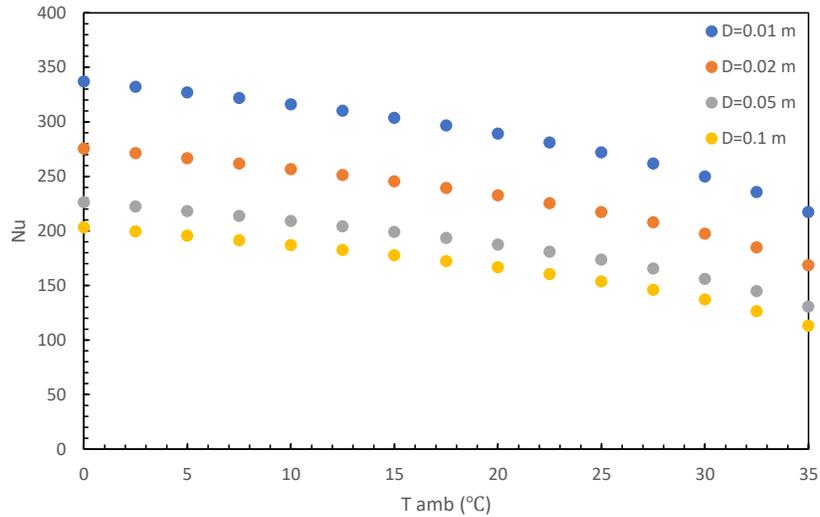


Figura 6. Nu como función del diámetro (D) y la temperatura ambiente (T_{amb})

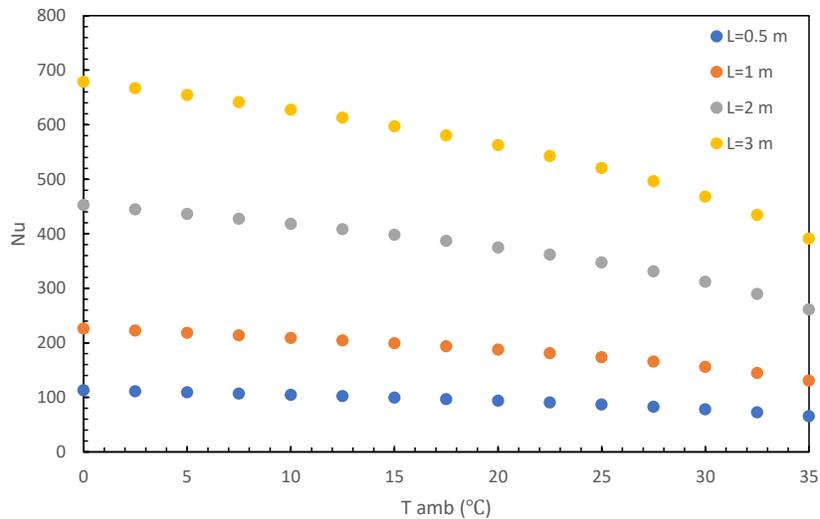


Figura 7. Nu como función del largo (L) y la temperatura ambiente (T_{amb})

4.3. Análisis del calor total disipado y del flujo de condensado recuperado

Como se observa en las secciones anteriores existen muchas variables que influyen sobre el comportamiento termo-hidráulico del sistema propuesto, las cuales se usan en el modelo que

analiza el comportamiento del intercambio térmico y la recuperación de agua condensada, que son el fin principal de esta propuesta. Las variables principales que se consideraron fueron, las geométricas como el largo (L), el diámetro (D) y el número de tubos en función del espacio que se tiene disponible en el parte superior de la alberca, así mismo la temperatura del medio ambiente que influye sobre las propiedades térmicas del fluido (Figura 8).

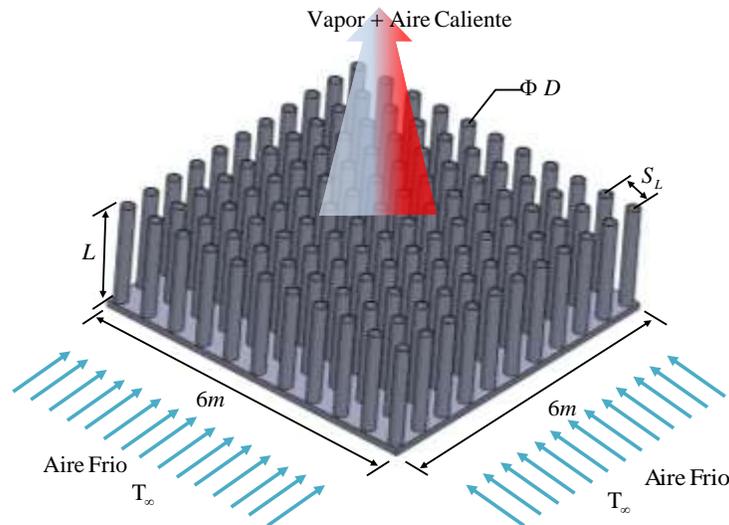


Figura 8. Variables consideradas en el estudio

En la Figura 9 se esquematiza un diagrama de flujo del procedimiento que se llevó a cabo para la obtención de las variables termo-hidráulicas bajo análisis. Se seleccionó una serie de valores para el largo posible de los tubos del domo, así como el diámetro en función de las secciones anteriores donde se realizó el estudio del comportamiento del número de Nu, de igual forma se tomó una temperatura promedio para el medio ambiente y con esto se obtuvieron las propiedades termodinámicas del aire bajo las condiciones propuestas, lo cual da pie a calcular los números adimensionales del Prandtl (Pr) y el Grashof (Gr), seguido del número de Rayleigh (Ra) el cual rige los distintos tipos de convección natural que se pueden dar, posteriormente por medio de la correlación propuesta por Al-Arabi *et al.* [5], se obtiene el número de Nusselt (Nu) a partir del cual se encuentra el coeficiente de convección externa (h_{out}), procediendo con el cálculo de las resistencias térmicas que se presentan en los tubos condensadores, con lo que se deduce el flujo de calor individual que un solo tubo disipa al medio ambiente que lo rodea, después en base al área disponible se proponen un número de tubos que conforman en banco del domo y con esto calcular el flujo de calor total que se disipa en conjunto, con esta cantidad total se puede estimar mediante la entalpia de condensación a condiciones de $P=1$ atm y $T_{sat}=100^{\circ}C$, el flujo de agua que se condensa por medio del retiro de este flujo de calor al vapor ascendente que viaja a través del banco de tubos. Lo cual permite en la sección posterior analizar el alargamiento del tiempo de operación de este sistema de refrigeración.

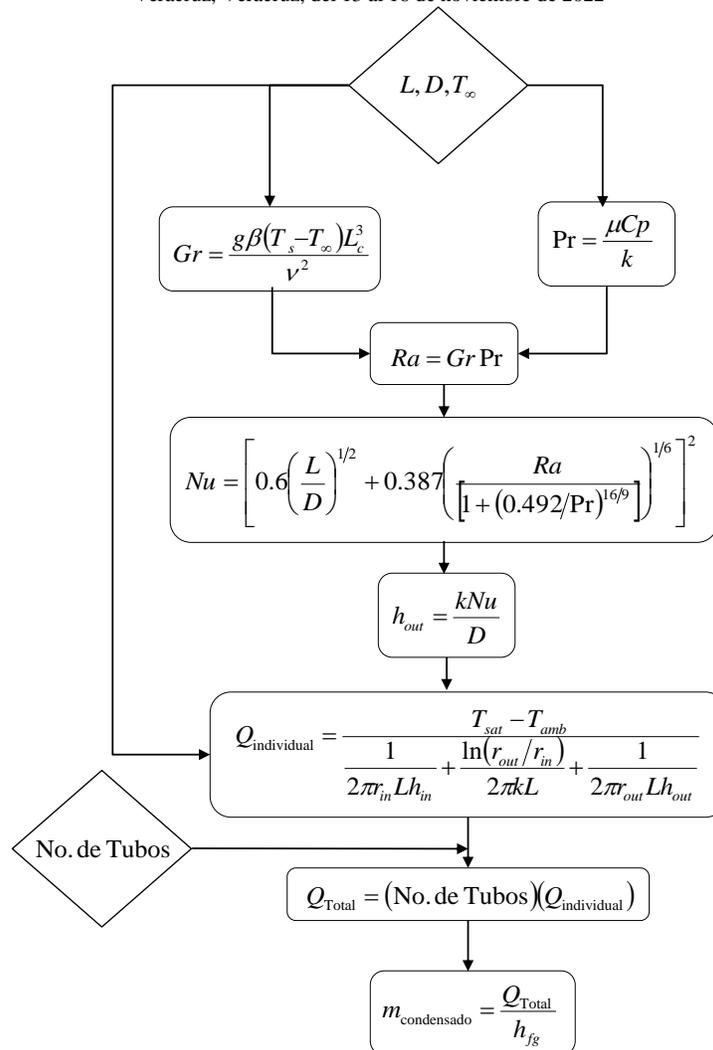


Figura 9. Diagrama de flujo del procedimiento para el cálculo de $Q_{\text{individual}}$, Q_{Total} y $m_{\text{condensado}}$ recuperado

5. RESULTADOS

5.1. Efectos termo hidráulicos individuales sobre el equipo condensador

Se calculó el calor individual que un solo tubo podría disipar para un largo y un diámetro específico, exhibiendo un comportamiento más favorable el de mayor longitud y mayor diámetro puesto que, a pesar de los efectos de la curvatura en la convección externa, se compensa con la mayor área disponible para el intercambio comparado con los de menor diámetro. Teniendo una capacidad máxima de disipación de esta 350 W por tubo, como lo muestra la Figura 10.

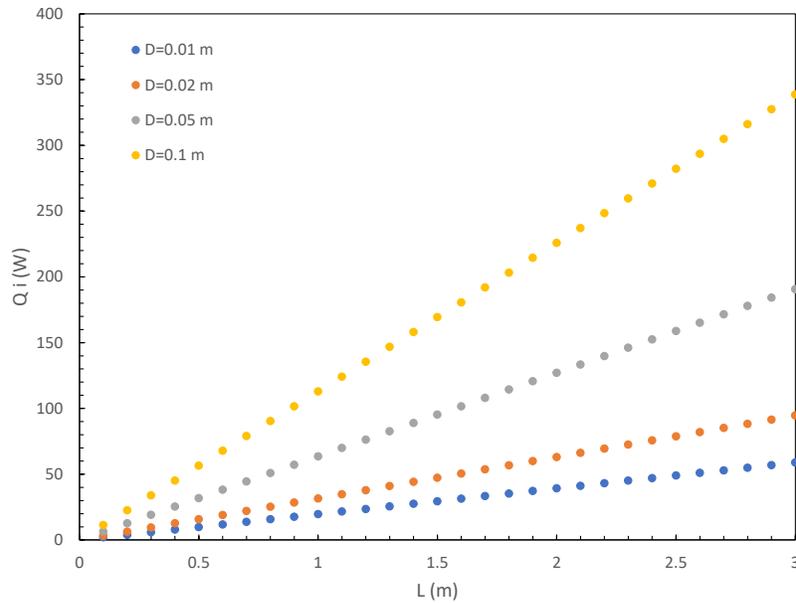


Figura 10. $Q_{individual}$ como función del largo (L) y el diámetro (D)

Suponiendo que el sistema opera bajo las condiciones atmosféricas estándar de $P=1$ atm y $T_{sat}=100^{\circ}\text{C}$, la entalpia de condensación asociada para el agua es de $h_{fg}=2250$ kJ/kg, valor con el cual se procedió junto con los datos anteriores de flujo de calor (kJ/s), a calcular el flujo de agua teórica condensada cuando se retira dicho flujo de calor del vapor que se libera como se muestra en la Figura 11. Al igual que el análisis para la Figura 10 se ve que los tubos de mayor diámetro y mayor área tiene una mayor capacidad de condensación puesto que disipan mayor calor a la atmosfera que sus contrapartes de diámetro pequeño.

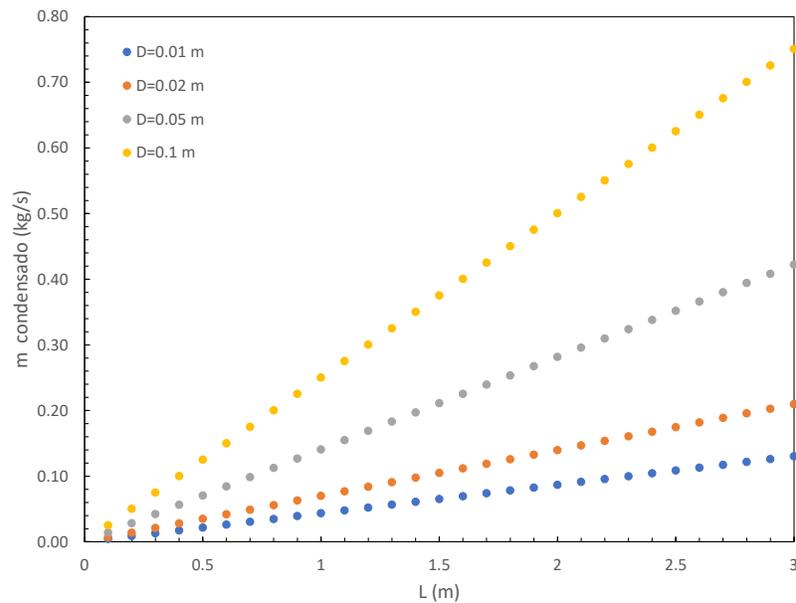


Figura 11. $m_{condensado}$ recuperado como función del largo (L) y el diámetro (D)

5.2. Análisis de efecto combinado longitud (L) y No. de tubos sobre las variables térmicas objetivo

Dado que el efecto de las variables de forma individual no puede reflejarse sobre otras variables bajo los análisis anteriores, se procedió a realizar un estudio combinando de los efectos de la longitud del tubo, variable que se observó tiene los efectos más importantes sobre las variables térmicas objetivo (Q_{Total} , $m_{\text{condensado}}$ y $\% \text{Recuperado}$) en conjunto con el número de tubos posibles a posicionar en el banco de tubos del sistema. El número de tubos como se mencionó anteriormente va de la mano con los 36 m^2 de área disponible, así como el diámetro de los tubos, puesto que a menor diámetro existe más cantidad posible de piezas a posicionar, también influye el tipo de arreglo que se pretenda construir (alineado o escalonado) al igual que el espaciado entre tubos de dicho arreglo seleccionado. Se propusieron 4 conjuntos de tubos para 5000, 10000, 15000 y 20000 tubos. Los efectos de ambas variables en conjunto se observan en las Figuras 12,13 y 14. Visualmente se tienen tres graficas parecidas dado que las tres variables que se analizan y presentan son directamente proporcionales unas de otras, por lo cual el aspecto geométrico de la graficas de barras en 3D no sufre una alteración visual apreciable. Para la Figura 13 se puede observar que en conjunto de más de 10000 tubos y 2 m de longitud ocasionan un retorno de vapor que puede superar el 1 kg/s , que representa un poco menos del 10% del agua perdida en la piscina. Este efecto se ve mucho mejor en la figura 14 donde se muestra el porcentaje de vapor recuperado tomando como base el flujo de vapor perdido promedio a plena carga estimado en 11.2 kg/s de vapor saturado. Muchas de las propuestas de L y No. tubos de la figura 14 rebasan el 5% sin ninguna dificultad, lo cual hace que el tiempo de operación del sistema PCCS se prolongue más allá de lo establecido por el diseñador, este parámetro temporal se aborda en la última sección de este trabajo.

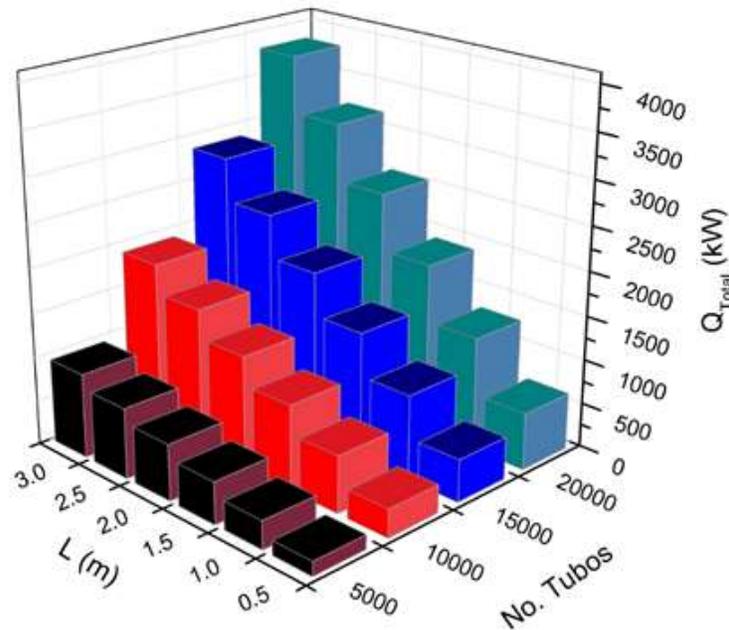


Figura 12. Q_{Total} en función del largo (L) y No. de Tubos

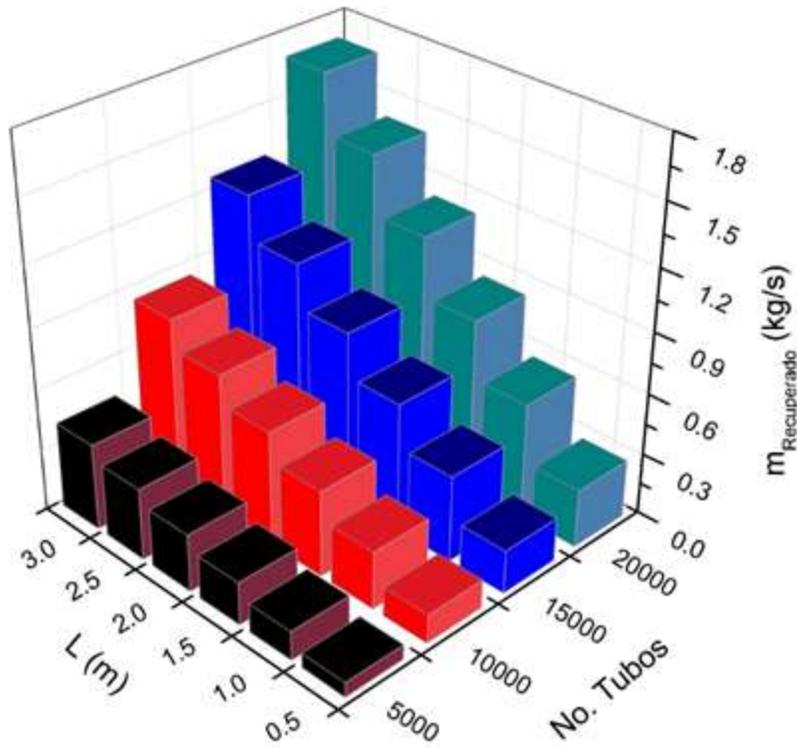


Figura 13. $m_{\text{condensado recuperado}}$ función del largo (L) y No. de Tub

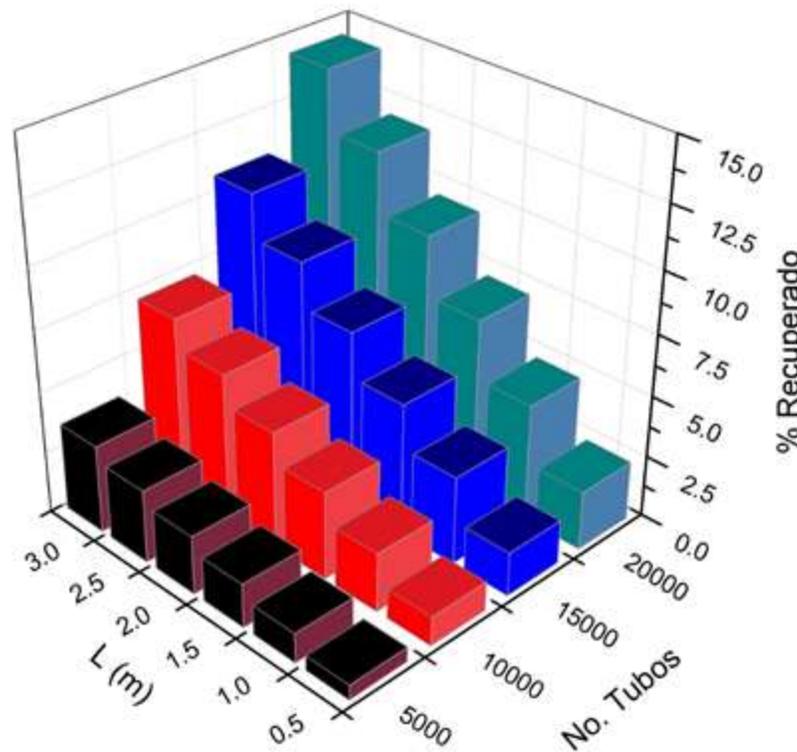


Figura 14. % Recuperado de vapor en función del largo (L) y No. de Tub

5.3. Comportamiento temporal del nivel del agua de la piscina del PCCS

Como se mencionó al principio de este trabajo, después de un tiempo de operación prolongado para el sistema de enfriamiento de contención pasiva (PCCS), el nivel del agua cae como resultado de la evaporación durante el proceso de enfriamiento del circuito primario, teniendo un tiempo de operación útil de aproximadamente 72 horas, después de este periodo el sistema PCCS deja ser útil, por lo cual el objetivo principal de este trabajo es prolongar el tiempo de operación. Para poder contrastar la propuesta planteada contra el sistema actual, se procedió a modelar el comportamiento del nivel del agua dentro de la piscina conforme al tiempo, tomando en cuenta que las primeras 10 horas el agua eleva su temperatura hasta el punto de saturación. Una vez pasado este periodo el proceso de ebullición en su forma total se manifiesta de tal forma que se pierde parte del inventario de agua a cada momento y esto se refleja en la disminución del nivel, dicho comportamiento se muestra en la Figura 15.

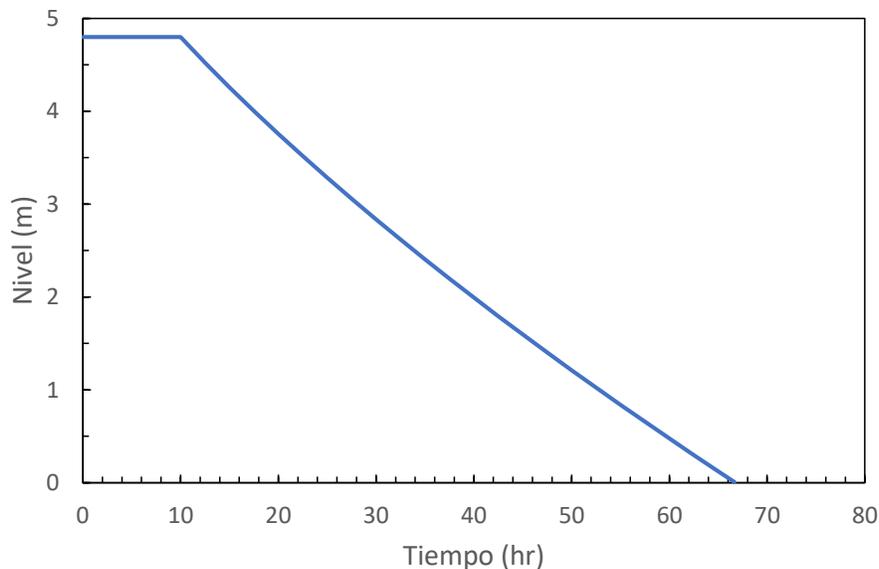


Figura 15. Nivel del agua en la piscina conforme el tiempo para el sistema PCCS actual

Conforme los resultados de las secciones 5.1 y 5.2, se evaluó el comportamiento del nivel de la piscina bajo los dos parámetros más importantes hallados, tanto el largo de los tubos como el número de los mismos. La Figura 16 muestra conforme a lo ya conocido que a mayor longitud de tubos mayor el % de recuperación y por tanto una extensión temporal del vaciado de la piscina. Con apenas 0.5 m de extensión de banco de tubos se extiende en un 4.5% el tiempo de operación sin embargo, para el caso de un largo de 2 m que resulta un largo razonablemente practico el porcentaje de elongación del tiempo de operación sube hasta un 23.1%, y en el caso de los 3 m se tiene un porcentaje de 41.2%, alargando más de 30 horas el funcionamiento del sistema.

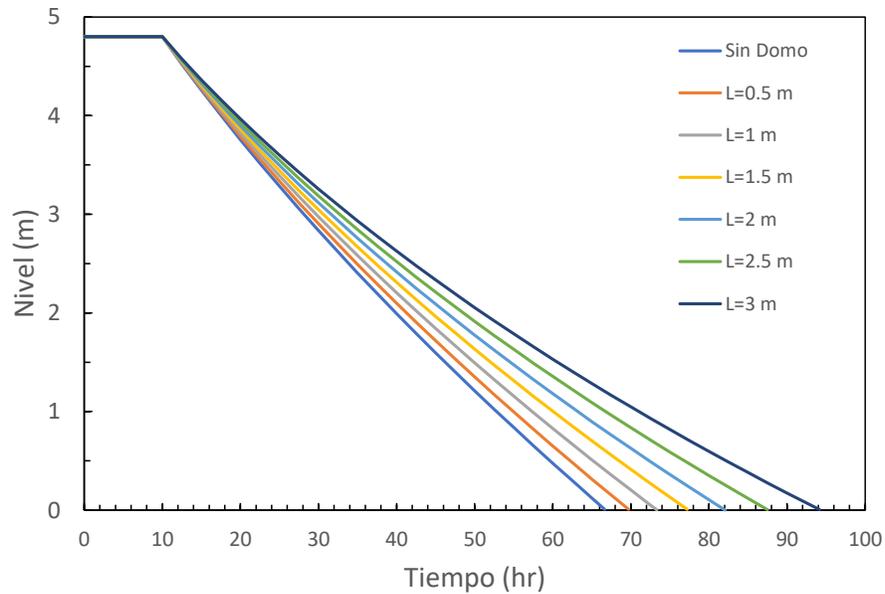


Figura 16. Nivel del agua en la piscina con el domo propuesto para varias longitudes verticales del banco de tubos

La Figura 17 presenta un comportamiento similar a la figura anterior, sin embargo aquí el impacto de esta variable número de tubos es mayor, para 10000, 15000 y 20000 la prolongación temporal es todavía más marcada que para el estudio anterior, para el caso de los 10000 tubos se tiene un extensión del tiempo de un 23%, para los 15000 es de 41.4% y para el caso de los 20000 tubos se extiende hasta un 70.8%, dándonos casi 48 horas más tiempo operacional, lo cual planeta lo atractivo que es esta propuesta para un mayor seguridad y confiabilidad de este tipo de reactores.

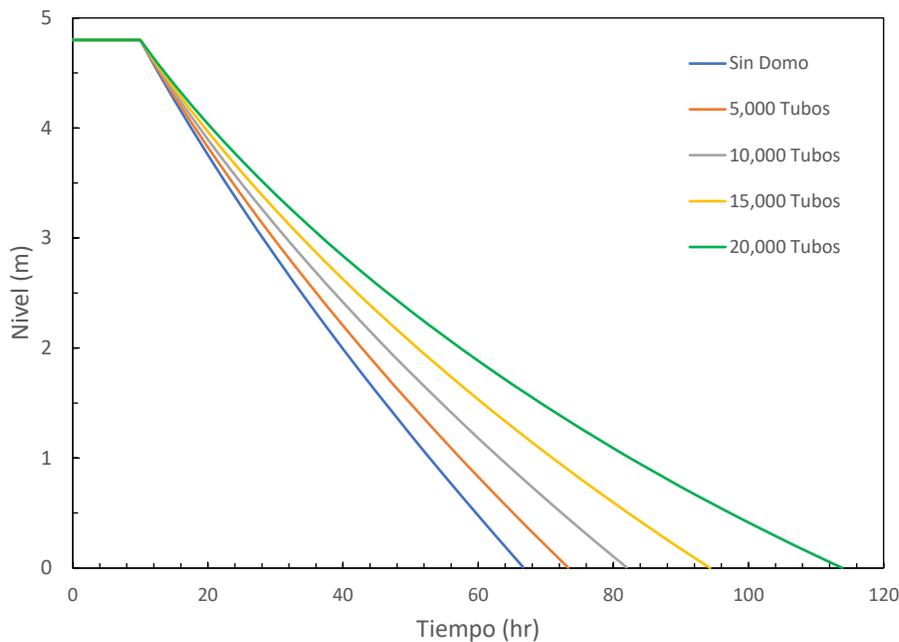


Figura 17. Nivel del agua en la piscina con el domo propuesto para diferentes valores del número de tubos en el banco

6. CONCLUSIONES

En este trabajo se diseñó un domo condensador para las piscinas del sistema PCCS de los reactores tipo ESBWR, con el objetivo de recuperar parte del vapor que se pierde a la atmosfera, y así prolongar la vida operacional de este sistema. El sistema consta de un banco de tubos verticales a través de los cuales pasa el vapor y parte de este se condensa, por medio de la transferencia de calor hacia el medio ambiente. Para el estudio del diseño se realizó la variación del largo de los tubos, el diámetro y el número total de tubos del banco. A través del análisis termo hidráulico se estimó para algunos casos una recuperación por arriba del 10% del vapor perdido. Esto implica una prolongación del tiempo operacional del sistema PCCS de hasta un 41% para tubos con 3m de largo y para otro caso de hasta un 70% de prolongación del tiempo para sistemas con hasta 20,000 tubos. De los resultados obtenidos se comprobó que el sistema cumple con el objetivo principal de su diseño, lo cual no indica del potencial que tiene esta propuesta para aumentar la seguridad en este tipo de reactores que podría ser aplicada a diseños muy similares.

REFERENCIAS

1. IAEA-TECDOC-626, "Safety related terms for advanced nuclear plants," September (1991).
2. M.J. Kim, J.H. Moon, Y. Bae, Y.I. Kim, H.J. Lee, Feasibility test of the concept of long-term passive cooling system of emergency cooldown tank, *Ann. Nucl. Energy* **80**, 403-408, (2015)
3. Goodrich, S. S., & Marcum, W. R., Natural convection heat transfer and boundary layer transition for vertical heated cylinders. *Experimental Thermal and Fluid Science*, 105, 367–380, (2019)
4. Revankar, S. T., Heat Transfer Characteristics of Passive Condensers for Reactor Containment Cooling., *ASME. J. Thermal Sci. Eng. Appl.* June 2013; **Volume 5**, (2013).
5. Revankar, Shripad T., Heat transfer characteristics of passive condensers for reactor containment cooling., *Journal of Thermal Science and Engineering Applications* **5.2** (2013).
6. Al-Arabi, M., Khamis, M., Natural convection heat transfer from inclined cylinders. *Int. J. Heat Mass Transfer* **25**, 3–15. (1982)

Métodos Cuantitativos de Análisis de Riesgo de Incendios en Plantas Nucleares

G. Mendoza

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac, México, C. P. 52750
gonzalo.mendoza@inin.gob.mx*

X. López

*Comisión Federal de Electricidad, Central Laguna Verde
Kilómetro 42.5 Cardel Nautla, Veracruz, México.
xochitl.lopez@cfe.gob.mx*

Resumen

Este trabajo muestra una metodología de cálculo para evaluación de posibles riesgos de incendio en las Plantas de Energía Nuclear. La metodología emplea técnicas cuantitativas de Análisis de Riesgo de Incendio para evaluar el potencial de escenarios de incendio probables. Así como de proporcionar perspectivas sobre la dinámica del fuego, describe cuantitativamente el fuego y los procesos relacionados, es decir, ignición, propagación de la flama, crecimiento del fuego y movimiento del humo y sus efectos en un compartimiento, e introduce los principios de la dinámica de incendios e ilustra cómo los inspectores de protección contra incendios pueden aplicar esos principios de una manera informada sobre los riesgos para determinar si escenarios de incendio creíbles son posibles o no. Un mejor entendimiento de estos procesos mejorará la calidad de las inspecciones de protección contra incendios realizadas por el Órgano Regulador. Con el objetivo de describir en forma cuantitativa el incendio y los procesos relacionados, en el presente trabajo se calcula la temperatura de la capa de gas caliente y la altura de la capa de humo para un incendio en un compartimiento con sistemas de ventilación natural, la temperatura de la capa de gas caliente con ventilación forzada, y la temperatura de la capa de gas caliente con puertas cerradas. Aplicándose estos modelos sin ninguna particularidad especial al Cuarto donde se encuentra el equipo principal del Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado, Nivel -0.65 m de la zona de incendio RB-3 del Edificio del Reactor de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

1. INTRODUCCIÓN

En el pasado, las instalaciones de charolas de cables provocaron incendios que condujeron a graves daños a las centrales nucleares. Los incendios de las charolas de cables pueden producirse por diversas fuentes. Los escenarios de preocupación incluyen un incendio dentro de una charola de cables (independientemente de cómo se inicie) y como exposición al fuego (es decir, un incendio que se origina fuera de la bandeja de cables y posteriormente enciende la bandeja de cables). De

hecho, durante la década de 1950 y principios de la de 1960, las centrales nucleares de Estados Unidos experimentaron varios incendios con graves pérdidas propagadas por cables eléctricos. Un estudio de riesgo de incendio de la Asociación Nacional de Protección contra Incendios (en inglés NFPA) de 1966 (Hedland, 1966) describió 24 incendios de este tipo, el más grave de los cuales ocurrió en la planta de energía atómica Peach Bottom. El incendio de 1975 en la planta de energía nuclear de Browns Ferry (en inglés BFNP) demostró la vulnerabilidad de los cables eléctricos instalados en una central nuclear cuando están expuestos a temperaturas elevadas como resultado de un incendio. En respuesta al incidente de Browns Ferry, la Comisión Nuclear Reguladora (en inglés NRC) estableció un grupo de revisión especial para identificar lecciones que se pueden aprender del evento y hacer recomendaciones para el tratamiento futuro de charolas de cables e incendios de cables (NUREG-0050). Después del incendio de la BFNP, la NRC llevó a cabo una serie de inspecciones en plantas en operación a través de revisiones de los programas de protección contra incendios de las centrales nucleares [1].

Las temperaturas elevadas a menudo pueden tener impacto directo en la seguridad de la planta, el calor de un incendio representa una amenaza importante para el funcionamiento de las centrales, cuando el componente y el equipo entran en contacto con los gases de combustión calientes como cuando el calor se irradia a distancia. Al evaluar las condiciones ambientales resultantes de un incendio en un recinto, es fundamental estimar la temperatura de los gases calientes del fuego.

2. ANTECEDENTES REGULATORIOS SOBRE PROTECCIÓN CONTRA INCENDIOS PARA CENTRALES NUCLEARES

Los objetivos principales de los programas de protección contra incendios (en inglés FPP) en las Plantas de Energía Nuclear (en inglés NPP) de Estados Unidos son minimizar la probabilidad de ocurrencia y las consecuencias de un incendio. Para cumplir estos objetivos, los FPP para NPP en operación están diseñados para proporcionar una garantía razonable, a través de la Defensa En Profundidad (en inglés DID), de que un incendio no imposibilitará el desempeño de las funciones necesarias de parada segura y que las emisiones radiactivas al medio ambiente en el caso de un incendio se minimizarán.

La Sección II, “Requisitos Generales”, del Apéndice R al Título 10, Parte 50, del Código de Regulaciones Federales (10 CFR 1-2 Parte 50), dice que el programa de protección contra incendios deberá extender el concepto de DID a la protección contra incendios en áreas de incendio importantes para la seguridad, con los siguientes objetivos [1]:

- (1) Evitar que se inicien incendios.
- (2) Detectar, controlar y extinguir rápidamente los incendios que se produzcan.
- (3) Proteger estructuras, sistemas y componentes que sean importantes para la seguridad tal que un incendio que no se extinga rápidamente por las actividades de extinción de incendios no impida el apagado seguro de la planta.

El primer elemento del enfoque de la DID habla de la prevención de que se inicien los incendios. Esto se puede lograr limitando las fuentes de fuego que podrían iniciar un incendio en una NPP y evitando que cualquier fuente de ignición cause incendios autosostenidos en materiales combustibles.

El segundo elemento de prevención se trata de detectar, controlar y extinguir rápidamente los incendios que ocurren. Esto se puede lograr evitando que se formen incendios importantes, dada la introducción involuntaria o intencionada de una fuente de ignición.

El segundo elemento del enfoque de la DID trata de limitar la propagación del fuego mediante la detección y la extinción de incendios. Hay varios enfoques para este elemento. En el evento de un incendio significativo, su propagación podría limitarse de las siguientes maneras:

- Detección humana temprana y supresión manual.
- Suministro y mantenimiento de sistemas adecuados de detección y supresión automática de incendios.
- Una combinación de sistemas de detección y supresión automática y manual.

Los detectores de humo y calor, sistemas de alarma contra incendios, Halón 1301, dióxido de carbono, y sistemas de supresión de incendios con productos químicos secos, sistemas de rociadores automáticos, espuma y rociadores de agua, extintores de incendios portátiles, estaciones de mangueras, hidrantes, y sistemas de suministro de agua, y las brigadas de bomberos son parte del segundo elemento del enfoque de la DID.

El tercer elemento del enfoque de la DID implica el diseño de estructuras, sistemas y componentes (en inglés SSC) de las NPP para evitar daños importantes en caso de que los dos primeros elementos fallen, parcial o totalmente. Esta meta puede cumplirse de las siguientes maneras:

- Aislar los elementos combustibles por separación espacial, tal que un incendio en un paquete de combustible no se propague a ningún otro paquete de combustible.
- Aislar los elementos combustibles mediante barreras resistentes al fuego para prevenir que los incendios se propaguen de un área a otra. En particular, los sistemas de barreras horizontales y verticales con clasificación de incendio limitarán la propagación del fuego de un compartimento a otro.

3. LOS RIESGOS DE INCENDIO

3.1 Riesgos de Incendio Relacionados con las Centrales Nucleares

La carga de fuego de las centrales nucleares es diferente a la de las centrales eléctricas de combustibles fósiles y muchas otras plantas industriales. Una central nuclear no tiene un flujo constante de combustible, como carbón o petróleo que podrían ser un riesgo de incendio. Sin embargo, una central nuclear puede tener riesgos de incendio similares, como cables eléctricos agrupados y aceites lubricantes (por ejemplo, turbinas, bombas de refrigerante de reactores).

Las cantidades y ubicaciones de estos combustibles varían entre las centrales nucleares. Más importante aún, la identificación de estos combustibles y sus características identifica solo parcialmente el peligro de incendio asociado. La influencia que tienen los riesgos de incendio en la seguridad nuclear también debe tenerse en cuenta al definir el riesgo total de incendio. Los factores de seguridad nuclear incluyen el mantenimiento de la capacidad de apagado seguro y la prevención de emisiones de radiación que excedan los límites aceptables.

Los riesgos de incendio relacionados con las centrales nucleares incluyen (pero no se limitan) a los siguientes ejemplos:

- asociado con el aislamiento de cables eléctricos,
- de combustibles ordinarios,
- por aceite asociados con motores grandes de bombas de refrigerante de reactores,
- por aceite que involucra bombas de emergencia de agua de alimentación impulsadas por turbinas, riesgo de incendio por combustible diésel en generadores impulsados por diésel,
- que implica carbón vegetal en las unidades de filtrado,
- asociado con gases de escape inflamables,
- de los aislantes protectores,
- del aceite lubricante de turbina y el aceite de sello de hidrógeno,
- por gas de enfriamiento de hidrógeno en edificios de turbina generador,
- asociado con equipos de conmutación eléctrica, centros de control de motores (en inglés MCC), gabinetes eléctricos, centros de carga, inversores, tableros de circuitos y transformadores.

3.2. Materiales Combustibles Encontrados en Plantas Nucleares

Los materiales combustibles se pueden encontrar en concentraciones grandes y pequeñas en las centrales nucleares. Se puede suponer que pueden ocurrir conatos de incendio como resultado de una variedad de fuentes de ignición. En general, los materiales combustibles en una central nuclear se pueden dividir en cuatro categorías amplias de combustibles, que incluyen:

- (1) combustibles sólidos y líquidos transitorios,
- (2) combustibles en sitio que consisten en combustibles sólidos y líquidos,
- (3) combustibles líquidos utilizados en equipos de centrales nucleares, y
- (4) gases explosivos e inflamables, como se describe en las siguientes secciones.

3.2.1 Combustibles transitorios

Los combustibles sólidos transitorios incluyen basura en general, desechos de papel, madera, plásticos, telas y materiales de construcción / modificación. Por el contrario, los combustibles líquidos transitorios suelen incluir disolventes de limpieza, pinturas y lubricantes que se transportan a través de la central nuclear para el mantenimiento del equipo de la planta. Estos combustibles se encuentran generalmente en pequeñas cantidades en la mayoría de las áreas de las centrales nucleares en un momento dado.

3.2.2 Combustibles en el sitio.

La categoría más común de combustibles potenciales que se encuentran en las centrales nucleares es la de elementos combustibles sólidos en sitio. De estos, la fuente de combustible potencial más grande es el aislamiento de cables y los materiales de cubiertas. Varios factores se combinan para respaldar la conclusión de que el aislamiento del cable y el material de la cubierta representan los materiales más importantes a considerar en un análisis de riesgo de incendio (en inglés FHA) de la central nuclear, aunque cualquier otro compuesto plástico instalado en la central nuclear también debe incluirse en el FHA. El aislamiento y las cubiertas de los cables se fabrica normalmente con compuestos orgánicos y, por lo tanto, se quemarán en las circunstancias adecuadas. En cualquier central nuclear se puede encontrar una amplia variedad de materiales de aislamiento y de cubiertas de cables.

3.2.3 Combustibles líquidos

Los combustibles líquidos incluyen aceites lubricantes y refrigerantes, solventes de limpieza y combustibles diésel. Estos combustibles se utilizan comúnmente en bombas, generadores de motor, equipos operados hidráulicamente, motores diésel, transformadores y otros equipos que requieren lubricación y enfriamiento con aceites de transferencia de calor. Los incendios que involucran este tipo de equipos son relativamente comunes y generalmente son el resultado de fugas o sobrecalentamiento.

3.2.4 Gases explosivos e inflamables

Los gases explosivos e inflamables suelen estar presentes en las centrales nucleares. El más común es el hidrógeno, que está presente como una capa dentro del generador principal y un subproducto del funcionamiento del reactor (a través de la disociación del agua). Las salas de baterías de las centrales nucleares también son una fuente de producción de gas hidrógeno.

Los gases se pueden clasificar como inflamables y no inflamables. Además, algunos gases no son inflamables, pero favorecen la combustión. Por ejemplo, el oxígeno no se quema; sin embargo, la mayoría de los incendios arden más rápidamente si se aumenta la concentración de oxígeno.

Una advertencia general sobre los combustibles gaseosos: cuando se libera un gas comprimido, como el butano, la nube de vapor visible indica que el gas está más frío que la temperatura del aire y, en consecuencia, condensa la humedad del aire. Se parece mucho a una niebla; sin embargo, esta nube visible no es la extensión del vapor gaseoso. Esto se debe a que el vapor desaparece de la vista a medida que se calienta, pero aún puede permanecer en el área. Por lo tanto, es posible permanecer en un vapor gaseoso invisible con una concentración que está dentro del rango inflamable. Si el vapor se incendiara, la persona podría sufrir quemaduras graves, si no la muere [1].

4. TEMPERATURA DE LA CAPA DE GAS CALIENTE Y LA ALTURA DE LA CAPA DE HUMO EN UN CUARTO CON VENTILACIÓN NATURAL Y FORZADA

4.1 Estimación de la Temperatura de la Capa de Gas Caliente

Se predice la temperatura alcanzada por la capa de gas caliente en un incendio de compartimiento con el modelo de McCaffrey, Quintiere y Harkleroad (MQH) (1981). La Figura 1 muestra un compartimiento con ventilación natural, la variable z es la altura de la capa de humo, w_c es el ancho del compartimiento, l_c es la longitud del compartimiento, h_c es el ancho del compartimiento, h_v es la altura del venteo, w_v es el ancho del venteo, \dot{Q} es la rapidez de liberación de calor, T_g es la temperatura de la capa de gas caliente, no se observa el espesor de la pared δ .

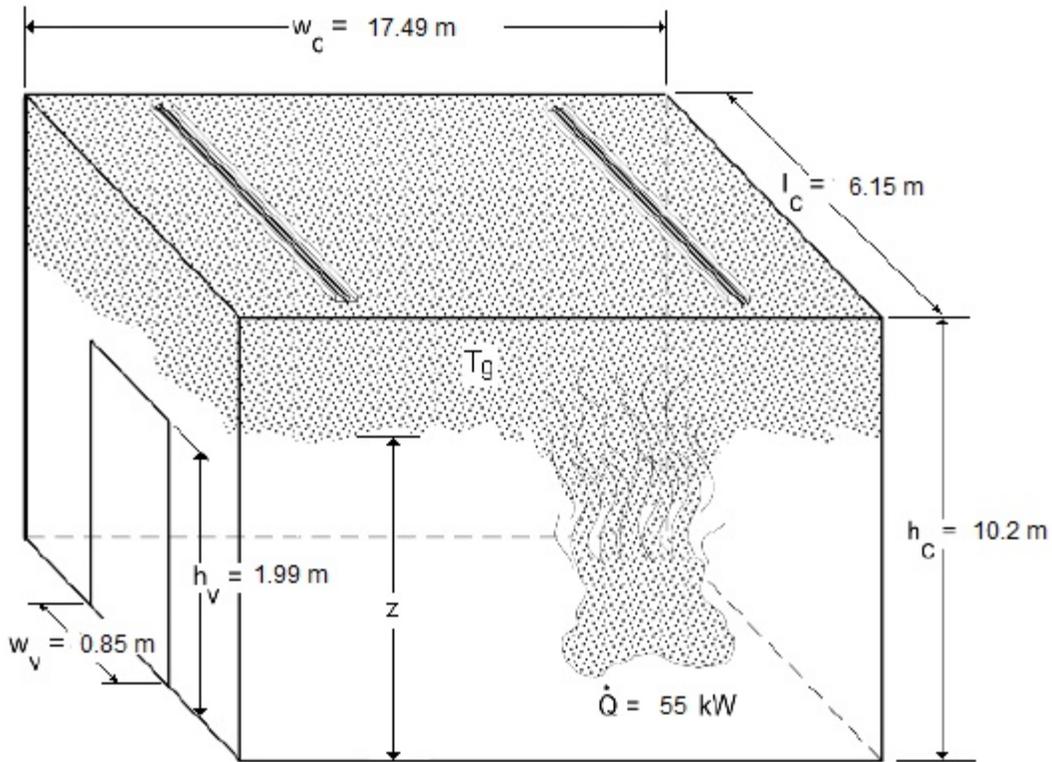


Figura 1. Compartimiento con ventilación natural

4.1.1 Ventilación natural, método de McCaffrey, Quintiere y Harkleroad (MQH)

Las temperaturas en todo un compartimiento en el que existe un fuego se ven afectadas por la cantidad de aire suministrado al fuego y la ubicación por la que el aire entra en el compartimiento. Los incendios con ventilación limitada producen diferentes perfiles de temperatura en un compartimiento que los incendios bien ventilados.

McCaffrey, Quintiere y Harkleroad (MQH) (1981) (también reportado por Walton y Thomas, 1995 y 2002) desarrollaron una correlación estadística adimensional simple para evaluar el crecimiento del fuego en un compartimiento (temperatura de la capa de gas caliente) con ventilación natural.

Cuanto más grande sea la rapidez de liberación de calor (en inglés, HRR o \dot{Q}) y más pequeña la ventilación, más esperamos que aumente la temperatura del gas de la capa superior [1].

La Ec. (1) aproximada para el aumento de temperatura de la capa de gas caliente, ΔT_g , por encima de la temperatura ambiente ($T_g - T_a$) es la siguiente:

$$\Delta T_g = 6.85 \left[\frac{\dot{Q}^2}{(A_v \sqrt{h_v})(A_{Thk})} \right]^{\frac{1}{3}} \quad (1)$$

Donde ΔT_g es el aumento de la temperatura del gas de la capa superior por encima de la temperatura ambiente ($T_g - T_a$) (K), \dot{Q} es la rapidez de liberación de calor del fuego (kW), A_v es el área total de apertura(s) de ventilación (m^2), h_v es la altura de la abertura de ventilación (m), h_k es el coeficiente de transferencia de calor por convección (kW/m^2-K), y A_T el área total de las superficies que encierran el compartimiento (m^2), excluyendo el área de la(s) apertura(s) de venteo.

Para sólidos muy delgados o para la conducción a través de un sólido que continúa durante mucho tiempo, el proceso de conducción se vuelve estacionario (estado estacionario). El coeficiente de transferencia de calor h_k después de largos tiempos de calentamiento, se puede escribir de acuerdo con la Ec. (2):

$$h_k = \frac{k}{\delta} \quad (2)$$

Donde k es la conductividad térmica ($kW/m-K$) del aislamiento interior y δ es el espesor del aislamiento interior (m).

Esta ecuación es útil para aplicaciones de estado estacionario en las que el fuego arde durante más tiempo que el tiempo requerido para que el calor se transfiera a través del material hasta que comienza a perderse por el lado posterior (frío). Este tiempo se denomina tiempo de penetración térmica, t_p , que se puede calcular con la Ec. (3):

$$t_p = \left(\frac{\rho c_p}{k} \right) \left(\frac{\delta}{2} \right)^2 \quad (3)$$

Donde ρ es la densidad del aislamiento interior (kg/m^3), c_p es la capacidad térmica del aislamiento interior ($kJ/kg-K$), k es la conductividad térmica del aislamiento interior ($kW/m-K$) y δ espesor del aislamiento interior (m).

Sin embargo, si el tiempo de combustión es menor que el tiempo de penetración térmica, t_p , el material de la frontera retiene la mayor parte de la energía que se le transfiere y se perderá poca por el lado sin fuego (frío). El coeficiente de transferencia de calor, h_k , en este caso, se puede estimar usando la Ec. (4) para $t < t_p$:

$$h_k = \sqrt{\frac{k \rho c}{t}} \quad (4)$$

Donde $k\rho c$ es la inercia térmica de la construcción interior [$(kW/m^2-K)^2$ -seg] (propiedad térmica del material responsable de la tasa de aumento de temperatura) y t es el tiempo después de la ignición en segundos (tiempo de combustión característico).

4.1.2 Estimación de la altura de la capa de humo

Cuando se produce un incendio en un compartimento, a los pocos segundos de la ignición, la propagación temprana de la llama puede provocar rápidamente un incendio con llamas y combustión libre. Si no se controla, el fuego continúa creciendo. Además de liberar energía, el proceso de combustión también produce una variedad de otros productos, incluidos gases y sólidos

tóxicos y no tóxicos. En conjunto, todos estos productos se conocen generalmente como el "humo" producido por el fuego. La capa de humo se puede describir como el espesor acumulado de humo debajo de una barrera física o térmica (por ejemplo, un techo). La capa de humo normalmente no es una mezcla homogénea, y no suelen tener una temperatura uniforme. Sin embargo, para aproximaciones de primer orden, los métodos de cálculo presentados asumen condiciones homogéneas [1].

Yamana y Tanaka (1985) (también reportado por Karlsson y Quintiere, 1999b) desarrollaron la expresión para la altura de la interfaz de la capa de humo, z , en términos de tiempo, de la siguiente manera de acuerdo con la Ec. (5):

$$z = \left(\frac{2K\dot{Q}^{\frac{1}{3}}t}{3A_c} + \frac{1}{2} \frac{1}{h_c^{\frac{2}{3}}} \right)^{\frac{3}{2}} \quad (5)$$

Donde z es la altura (m) de la interfaz de la capa de humo sobre el piso, \dot{Q} es la tasa de liberación de calor del fuego (kW), t es el tiempo después de la ignición (seg), A_c es el área del piso del compartimiento (m^2), h_c altura del compartimiento (m) y K es una constante dada por la Ec. (6):

$$K = \frac{0.21}{\rho_g} \left(\frac{\rho_a^2 g}{c_p T_a} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (6)$$

Donde ρ_g es la densidad del gas caliente kg/m^3 , ρ_a es la densidad ambiental igual a $1.20 kg/m^3$, g es la aceleración de la gravedad igual a $9.81 m/seg^2$, c_p el calor específico del aire igual a $1.0 kJ/kg-K$, T_a la temperatura del aire ambiente iguala a $298 K$.

Donde la densidad de la capa de gas caliente (ρ_g) viene dada por la Ec. (7):

$$\rho_g = \frac{353}{T_g} \quad (7)$$

Donde T_g es la temperatura de la capa de gas caliente (K) calculada a partir de la Ec. (1).

4.1.3 Ventilación Forzada, Método de Deal y Beyler

Deal y Beyler (1990) (también reportado por Walton y Thomas, 2002) desarrollaron un modelo simple de incendios en compartimentos con ventilación forzada. El modelo se basa en una ecuación de energía simplificada casi constante con un modelo de pérdida de calor de pared simple. El modelo solo es válido para tiempos de hasta 2000 segundos. El aumento aproximado de la temperatura de la capa de gas caliente del compartimento, ΔT_g , por encima de la temperatura ambiente ($T_g - T_a$) viene dado por la Ec. (8):

$$T_g - T_a = \frac{\dot{Q}}{\dot{m}c_p + h_k A_T} \quad (8)$$

Donde T_g es la temperatura de la capa de gas caliente (K), T_a la temperatura del aire ambiente (K), \dot{Q} es la rapidez de liberación de calor del fuego (kW), \dot{m} es la tasa de flujo de ventilación de masa

del compartimiento (kg/seg), c_p es el calor específico del aire (kJ/kg-K), y h_k es el coeficiente de transferencia de calor por convección (kW/m²-K) y A_T el área total de las superficies que encierran el compartimiento (m²).

Para datos con experimentos con tasas de ventilación conocidas, Beyler y Deal desarrollaron una correlación para el coeficiente efectivo de transferencia de calor [2] página 712, dado por la Ec. (9):

$$h_k = 0.4 \max \left(\sqrt{\frac{k\rho c}{t}}, \frac{k}{\delta} \right) \quad (9)$$

Donde k es la conductividad térmica del aislamiento interior (kW/m-K), ρ la densidad del aislamiento interior (kg/m³), c la capacidad térmica del aislamiento interior (kJ/kg-K), t el tiempo de exposición (seg), y δ el espesor del aislamiento interior (m)

4.1.4 Ventilación Natural (Compartimiento Cerrado), Método de Beyler

Beyler (1991) (también reportado por Walton y Thomas, 2002) desarrolló una correlación basada en un balance de energía no estacionario para el compartimiento cerrado, suponiendo que el compartimiento tiene suficientes fugas para evitar la acumulación de presión. Para HRR constante, el aumento de la temperatura de la capa de gas caliente del compartimiento, ΔT_g , por encima de la temperatura ambiente ($T_g - T_a$) viene dado por la Ec. (10):

$$\Delta T_g = T_g - T_a = \frac{2K_2}{K_1^2} (K_1 \sqrt{t} - 1 + e^{-K_1 \sqrt{t}}) \quad (10)$$

Donde:

$$K_1 = \frac{2(0.4\sqrt{k\rho c})}{mc_p} \quad K_2 = \frac{\dot{Q}}{mc_p} \quad (11)$$

Y, ΔT_g es el aumento de la temperatura del gas de la capa superior por encima de la temperatura ambiente ($T_g - T_a$) (K), k es la conductividad térmica del aislamiento interior (kW/m-K), ρ es la densidad del aislamiento interior (kg/m³), c es la capacidad térmica del aislamiento interior (kJ/kg-K), \dot{Q} es la tasa de liberación de calor del fuego (kW), m es la masa del gas en el compartimiento (kg), c_p es el calor específico del aire (kJ/kg-k), y t el tiempo de exposición (seg).

5. RESULTADOS

Se calculo la temperatura de la capa de gas caliente y la altura de la capa de humo en el cuarto del sistema RCIC en el edificio del reactor de la CLV. Las cargas de combustible y el equipo que se encuentran en el cuarto están indicadas en la Tabla 9.5 A-1 d(i) de la referencia [3] Tabla I en este documento. Las dimensiones tanto del cuarto como del venteo (puerta) se encuentran en la Tabla III parámetros de simulación. Debido a que la geometría del compartimiento es de forma irregular según el plano de la referencia [4] o Figura 2 de este documento, se asume que un espacio dado se puede analizar como un espacio rectangular, y se deben calcular las dimensiones equivalentes del compartimiento (largo, ancho y alto) según la Tabla III.

Tabla I. Cargas de combustible en el cuarto del RCIC.

Combustible	Cantidad	Total de J x 10 ⁶	J/m ² x 10 ⁶
Aislamiento del cable (total en m)	93.55	20777.98	22.45
Líquidos (litros)	3.78	159.31	148
Sólidos (kg)			
neopreno	16.3	771.24	7.16
aislamiento (fibra de vidrio)	44.03	102.34	0.949
ropa (kg)	1.28	21.1	0.196
Aislamiento de tubería (kg)	364.67	16949.47	157.56
transitorios			
Total	566.14	38761.69	360.33

Se consideraron algunas suposiciones y limitaciones de las correlaciones utilizadas para las diferentes simulaciones. Uno de los principales aspectos de los métodos aquí discutidos a todas las situaciones de convección forzada y natural, por ejemplo, la rapidez de liberación de calor debe ser conocida; no necesita ser constante y se puede permitir que cambie con el tiempo. Los métodos predicen temperaturas promedio y no se aplican a los casos en los que se desea predecir la temperatura local. Se debe tener precaución cuando los compartimentos superiores están muy congestionados con obstrucciones tales como bandejas de cables, conductos, ductos, etcétera. En cuanto a los límites para el tamaño del compartimento cuando se usa la ecuación de MQH, la correlación funcionará para compartimentos de cualquier tamaño, ya que es una ecuación adimensional.

Las correlaciones asumen que el fuego está ubicado en el centro del compartimento o lejos de las paredes. Si el fuego está al ras de una pared o en una esquina del compartimento, la correlación MQH no es válida con el coeficiente 6.85 [2] página 710. Queda pendiente consultar con los autores de la correlación acerca del valor para escenarios donde la fuente de incendio no está en el centro del cuarto. Esta es una condición muy importante, ya que el estante de instrumentación IR-90 que nos ocupa en nuestros cálculos está cerca de una pared de acuerdo con la Figura 9.5 A-1 de la referencia [4] o Figura 2 de este documento.

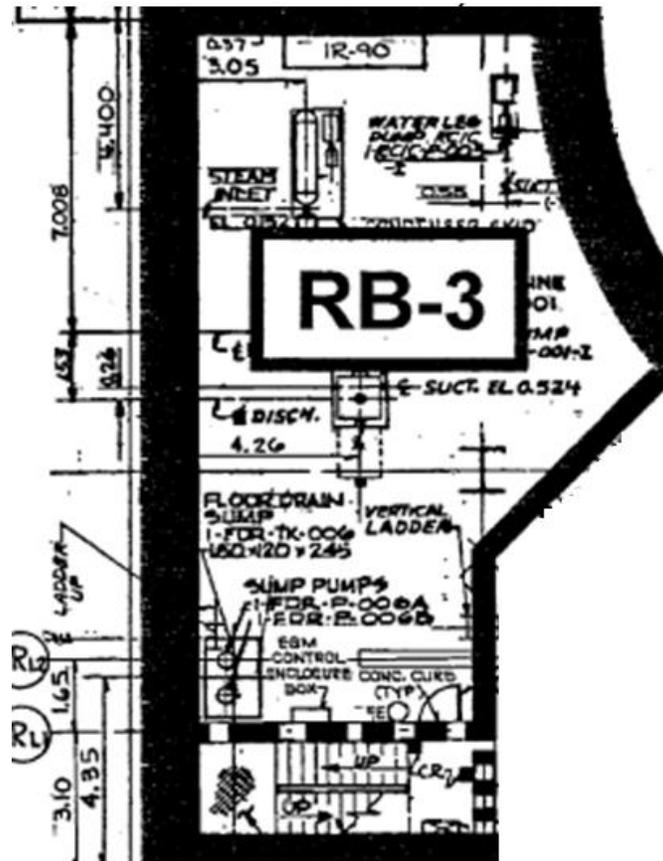


Figura 2. Compartimiento del sistema RCIC

En cuanto a los resultados, se observa de las Tablas IV y VI respectivamente, que la temperatura de la capa de gas caliente debido al incendio en el IR-90 con cables NO calificados y HRR de 1000 kW con puertas abiertas, la temperatura T_g con ventilación natural a los 2000 segundos es de 196.89 °C, y con ventilación forzada es de 103.56 °C. La Tabla V muestra los parámetros de simulación para el gabinete eléctrico con cables NO calificados y puertas verticales abiertas con una rapidez de liberación de calor de 1000 kW. Habiendo una diferencia de temperaturas de 93.33 °C para estos dos tipos de ventilación. Las rapidezces de liberación de calor se tomaron de los datos medidos para gabinetes eléctricos de la Tabla 2-5 de la referencia [1] o Tabla II en este documento. De acuerdo con la referencia [5], la alta temperatura de 79 °C en el Cuarto de Equipo del RCIC provoca señal de aislamiento del sistema.

Del mismo modo se observa de las Tablas III los parámetros de simulación. Ahora, la temperatura de la capa de gas caliente debido al incendio en el IR-90 con cables calificados y HRR de 55 kW con puertas abiertas, la temperatura T_g con ventilación natural a los 3600 segundos es de 52.43 °C de acuerdo con la Tabla IV, allí mismo, la altura de la capa de humo después de 5 minutos es de 1.99 m con una temperatura de 43.13 °C. La rapidez de liberación de calor se tomó de los datos medidos para gabinetes eléctricos de la Tabla 2-5 de la referencia [1] o Tabla II en este documento. Se observa en la Tabla III los parámetros de simulación. La temperatura de la capa de gas caliente debido al incendio en el IR-90 con cables NO calificados y HRR de 1000 kW con puertas abiertas, la temperatura T_g con ventilación natural a los 3600 segundos es de 214.16 °C en la Tabla IV y altura de la capa de humo después de 2 minutos es de 1.99 m, con una temperatura de 132.59 °C.

La rapidez de liberación de calor se tomó de los datos medidos para gabinetes eléctricos de la Tabla 2-5 de la referencia [1] o Tabla II en este documento.

Tabla II. Datos de Rapidez Liberación de Calor Medidos para Gabinetes Eléctricos (Nowlen, 1986 y 1987)

Combustible	Pico de la HRR* \dot{Q} (kW)
Gabinete eléctrico lleno de cables calificados IEEE-383 (puertas verticales abiertas)	55
Gabinete eléctrico lleno de cables calificados IEEE-383 (puertas verticales cerradas)	Sin datos
Gabinete eléctrico lleno de cables no calificados IEEE-383 (puertas verticales abiertas)	1000
Gabinete eléctrico lleno de cables no calificados IEEE-383 (puertas verticales cerradas, rejillas de ventilación solamente)	185
*Nota: las contribuciones de HRR en el gabinete eléctrico se basan únicamente en el material de aislamiento del cable y desprecian la liberación de energía en función de la corriente (amperios al cuadrado multiplicados por el tiempo).	

En la Tabla VII se muestra los parámetros de simulación, y la Tabla VIII muestra la temperatura de la capa de gas caliente debido al incendio en el IR-90 con cables NO calificados y HRR de 185 kW con puertas cerradas, la temperatura T_g con ventilación natural a los 3600 segundos es de 47.83 °C. La rapidez de liberación de calor se tomó de los datos medidos para gabinetes eléctricos de la Tabla 2-5 de la referencia [1] o Tabla II en este documento. Para análisis de cables calificados con puertas cerradas no hay información para las HRR según la Tabla II.

Tabla III. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación natural, parámetros de simulación

Cuarto del RCIC. Zona de incendio RB-3. Nivel -0.65 m del Edificio del Reactor	
Método de McCaffrey, Quintiere y Harkleroad (MQH)	
Información del compartimiento	Datos.
Largo	6.15 m
Ancho	17.49 m
Altura	10.2 m
Altura del venteo	1.99 m
Ancho del venteo	0.85 m
Parte superior del venteo desde el piso	1.99 m
Espesor del revestimiento (concreto)	45 cm
Condiciones ambientales	
Temperatura ambiente	25 °C
Calor específico del aire	1.0 kJ/kg-K
Densidad del aire ambiente	1.18 kg/m ³
Propiedades térmicas de las superficies que encierran el compartimiento	
Inercia térmica del revestimiento interior	2.9 (kW/m ² -K) ² seg

Conductividad térmica del revestimiento interior	0.0016 kW/m K	
Calor específico del revestimiento interior	0.75 kJ/kg-K	
Densidad del revestimiento interior	2400 kg/m ³	
Especificaciones del incendio		
Rapidez de liberación de calor (HRR* pico)	55 kW. Gabinete eléctrico con cables calificados (puertas verticales abiertas).	1000 kW. Gabinete eléctrico con cables NO calificados (puertas verticales abiertas).
*Nota: las contribuciones de HRR en el gabinete eléctrico se basan únicamente en el material de aislamiento del cable y desprecian la liberación de energía en función de la corriente (amperios al cuadrado multiplicados por el tiempo).		

Tabla IV. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación natural, resultados

Temperatura	Valor	Valor
Temperatura de la capa de gas caliente	52.43 °C. 1 hora después de la ignición.	214.66 °C. Tiempo después de la ignición 1 hora. 196.89 °C a 2000 seg.
Altura de la capa de humo	1.99 m. 5 min. después de haberse iniciado la ignición con T _g = 43.13 °C.	1.99 m. 2 min. después de haberse iniciado la ignición con T _g = 132.59 °C.

Tabla V. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación forzada, parámetros de simulación

Cuarto del RCIC. Zona de incendio RB-3. Nivel -0.65 m del Edificio del Reactor	
Método de Deal and Beyler	
Información del compartimiento	Datos.
Largo	6.15 m
Ancho	17.49 m
Altura	10.2 m
Espesor del revestimiento (concreto)	45 cm
Condiciones ambientales	
Temperatura ambiente	25 °C
Calor específico del aire	1.0 kJ/kg-K
Densidad del aire ambiente	1.18 kg/m ³
Propiedades térmicas de las superficies que encierran el compartimiento	
Inercia térmica del revestimiento interior	2.9 (kW/m ² -K) ² seg
Conductividad térmica del revestimiento interior	0.0016 kW/m K
Calor específico del revestimiento interior	0.75 kJ/kg-K

Densidad del revestimiento interior	2400 kg/m ³
Especificaciones del incendio	
Rapidez de flujo de ventilación forzada	1.77 m ³ /min
Rapidez de liberación de calor (HRR)	1000 kW. Gabinete eléctrico con cables NO calificados (puertas verticales abiertas).

Tabla VI. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación forzada, resultados

Temperatura	Valor
Temperatura de la capa de gas caliente	103.56 °C (2000 seg. después de la ignición; modelo válido para tiempos de hasta 2000 seg.

Tabla VII. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación natural con puertas cerradas, parámetros de simulación

Cuarto del RCIC. Zona de incendio RB-3. Nivel -0.65 m del Edificio del Reactor	
Método de Beyler	
Información del compartimiento	Datos.
Largo	6.15 m
Ancho	17.49 m
Altura	10.2 m
Espesor del revestimiento (concreto)	45 cm
Condiciones ambientales	
Temperatura ambiente	25 °C
Calor específico del aire	1.0 kJ/kg-K
Densidad del aire ambiente	1.18 kg/m ³
Propiedades térmicas de las superficies que encierran el compartimiento	
Inercia térmica del revestimiento interior	2.9 (kW/m ² -K) ² seg
Conductividad térmica del revestimiento interior	0.0016 kW/m K
Calor específico del revestimiento interior	0.75 kJ/kg-K
Densidad del revestimiento interior	2400 kg/m ³
Especificaciones del incendio	
Rapidez de liberación de calor (HRR)	185 kW. Gabinete eléctrico con cables no calificados (puertas verticales cerradas) no hay datos para cables calificados.

Tabla VIII. Temperatura de la capa de gas caliente en un incendio de cuarto con ventilación natural con puertas cerradas, resultados

Temperatura	Valor
Temperatura de la capa de gas caliente	47.83 °C

6. PROPUESTAS PARA FUTURAS APLICACIONES

El propósito de estos métodos de cálculo es introducir los principios de la dinámica de incendios e ilustrar cómo los inspectores de protección contra incendios pueden aplicar esos principios de una manera informada sobre los riesgos para determinar si escenarios de incendio creíbles son posibles o no, y resolver Problemas de Riesgo a Incendio en Centrales Nucleares. Otras posibles aplicaciones de las herramientas de dinámica de incendios son: estimar las tasas de generación de gas hidrógeno en una sala de baterías; estimar la falla eléctrica térmicamente inducida del cableado en los cuartos de charlas de cables; estimar la tasa de liberación de calor en un incendio de charolas de cables; estimación de las características de quema de incendio de piscinas líquidas, predicción de la rapidez de liberación de calor, duración de la combustión, altura de la flama.

7. CONCLUSIONES

Uno de los principales aspectos de los métodos aquí discutidos son sus suposiciones y limitaciones a todas las situaciones de convección forzada y natural, por ejemplo, la rapidez de liberación de calor debe ser conocida; no necesita ser constante y se puede permitir que cambie con el tiempo. La geometría del compartimiento asume que un espacio dado se puede analizar como un espacio rectangular. Para compartimientos de forma irregular (como es el caso del cubículo del sistema RCIC), se deben calcular las dimensiones equivalentes del compartimiento (largo, ancho y alto) y arrojan temperaturas de capa ligeramente más altas de lo que realmente se esperaría de un incendio en el compartimiento dado. Estos métodos predicen temperaturas promedio y no se aplican a los casos en los que se desea predecir la temperatura local. Se debe tener precaución cuando los compartimientos superiores están muy congestionados con obstrucciones tales como charolas de cables, conductos, ductos, etc. En cuanto a los límites para el tamaño del compartimiento cuando se usa la ecuación MQH, la correlación funcionará para compartimientos de cualquier tamaño, ya que es una ecuación adimensional.

Como se indicó en la sección de resultados, la correlación MQH no es válida con el coeficiente 6.85 para escenarios donde la fuente del incendio no está en el centro del compartimiento. El estante de instrumentación IR-90 que nos ocupa en nuestros cálculos está cerca de una pared de acuerdo con la Figura 9.5 A-1 de la referencia [4] o Figura 2 de este documento.

Una observación importante acerca de los resultados encontrados de los cálculos es el hecho de que la temperatura de la capa de gas caliente debido al incendio en el IR-90 con cables NO calificados y con HRR de 1000 kW con puertas abiertas y la temperatura T_g con ventilación natural a los 2000 segundos es de 196.89 °C, y con ventilación forzada es de 103.56 °C, estas temperaturas son mayores que la alta temperatura de 79 °C en el Cuarto de Equipo del RCIC a la cual se provoca señal de aislamiento del sistema.

AGRADECIMIENTOS

Se reconoce la ayuda del personal de la subgerencia de ingeniería de la CLV para la obtención de algunos datos de diseño.

REFERENCIAS

1. A Fire Dynamics Tools (FDTs): Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission. Fire Protection Inspection Program. Final Report. NUREG-1805. Date Published: December 2004. Prepared by Naeem Iqbal, Mark Henry Salley Sunil Weerakkody, NRC Project Manager. Prepared for Division of System Safety and Analysis Office of Nuclear Reactor Regulation U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, DC 20555-0001.
2. SFPE. Handbook of Fire Protection Engineering. Third Edition. Editorial Staff: Philip J. DiNenno, P.E. (Hughes Associates, Inc.), Editor-in-Chief. National Fire Protection Association Quincy, Massachusetts. Society of Fire Protection Engineers, Bethesda, Maryland, p 710-712 (2002).
3. Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2, Final Safety Analysis Report. Comisión Federal de Electricidad, México. Capítulo 09.5A.
4. Comisión Federal de Electricidad, Planta Nucleoeléctrica Laguna Verde U1 y U2, CFE 5435 Diagramas de Arreglo General M-3013. 07-27-79.
5. CFE. Central Laguna Verde. Tecnología Laguna verde. Sistema de enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (RCIC). 04-Ago-2003.

Thermomechanics Challenges in New Nuclear Reactor Technologies

Javier Centeno-Pérez*, **Gilberto Espinosa-Paredes**
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
javiercenpez@gmail.com, gepe@xanum.uam.mx

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Stockholm, Sweden.
alepere@kth.se

Abstract

The extreme operation conditions, such as higher temperature and pressure, higher neutronic flow, higher levels of burn-up, swelling, and irradiation in the cladding in the new technologies of nuclear reactors, generate more advanced thermomechanics analysis and new methodologies to study the heterogenic of the core and the porous media in fuel pellets. Further, the long operation and extended operation licenses of Nuclear Power Plants (NPP) generate a necessity to consider thermomechanics phenomena in the analysis and design of nuclear reactors. This paper reviews some of the fuels and structural materials used in advanced nuclear reactors, also some techniques to ensure fuel safety for accident conditions, such as a coated fuel cladding Accident Tolerant Fuel (ATF). These methodologies include the Average Volume Method (VAM), which considers the porosity and contact surface between different phases in the fuel rod in the core of the nuclear reactor. Also, an analytical module to analyze the fuel pellet with and without gap has been developed to evaluate the mechanical behaviors of the ATF cladding, and the main results are presented, using values of Young Modulus and Poisson ratio in function of temperature.

1. INTRODUCTION

The high neutronic fluxes combined with longer lifetimes of GenIV nuclear reactors present an even greater challenge to material performance. New structural materials and fuels with greater resistance to severe environments will be required. Further, the chemical environment of many of these systems will be more severe than for current Light Water Reactors (LWRs), due to a combination of coolant and the higher operating temperature [1].

Structural materials for the next generation of fission systems will experience more aggressive environments than those in the current generation of reactors. Core structural components, including fuel cladding and assembly ducts, will be subjected to higher operating temperatures, requiring thermally stable microstructures and architectures. In most concepts, the neutron damage will also exceed that experienced in Gen II and III reactors through one relicensing cycle.

And while current reactors are almost all water-cooled, the next generation of reactors spans a wide range of coolants in both liquid and gas forms, some of which are highly corrosive [2].

Recently, much has been learned about the effects of irradiation, corrosive environments, and mechanical loading at high temperatures, putting the community in a much better position than in the past to identify promising materials for these harsh environments. The development of high entropy alloys that appear to have high resistance to swelling, non-metallic materials that can provide mechanical strength, and the advancements in coating technology all provide options to the designer not available in the past. The success of these designs largely depends on the development of a suite of high performance materials with improved properties compared to the handful of relatively low-performance historic alloys that are currently ASME code-qualified to ensure their successful implementation, e.g. [3-5].

This paper reviews both the requirements of materials and some promising options for structural materials and fuels in advanced reactors and LWRs operating with extended lifetimes.

2. STRUCTURAL MATERIALS CHALLENGES IN ADVANCED REACTORS

The Generation IV (Gen-IV) of nuclear power plants for the generation of electricity is based on new technologies and advanced concepts, aimed to guarantee greater safety, greater efficiency, simplified operation and construction, and much shorter start-up times compared to Generation II and III of nuclear reactors (reactors nowadays under operation worldwide). These technologies include among the most prominent: supercritical-water reactors, gas-cooled high-temperature reactors, molten salt reactors, and liquid metal-cooled reactors.

2.1. Sodium Fast Reactor (SFR)

The major concern for structural core materials of SFR (sodium fast reactor) is to resist the high radiation damage and high temperature capability. Austenitic steels have been mainly used as reference materials for the fuel cladding and wrapper from the beginning. The degradation modes of the austenitic steels at high damage levels are mainly induced by void swelling at temperatures of 400-650° C which overlaps the temperature range of the SFR reactor core [6].

2.2. Lead Fast Reactor (LFR)

Lead fast reactors (LFR) utilize Pb or Pb-Bi eutectic (LBE) coolant. Molten LBE has a high solubility of nickel, iron, and chromium; thus, compatibility of alloy constituents with Pb or Pb-Bi is a critical issue. Nickel superalloys and austenitic stainless steels cannot be used as the structural materials for LFR, especially at temperatures higher than 500 °C. Ferritic steels have been considered more appropriate for LBE application. As an example of the ferritic steels, the results of exposure of 9CrODSsteels to an LBE environment are shown at 530 °C and a flow velocity of 1.2 m/s. In a short time, the 9CrODS steel formed a protective duplex oxide layer consisting of outer magnetite (Fe₃O₄) layer and an inner FeCr spinel ((Fe,Cr)₃O₄) layer.

Liquid metal embrittlement (LME) is a great concern for the components made of FM steels and used in contact with LBE, particularly when they are hardened by irradiation. summarizes test results of the total elongations for the T91 and F82H specimens versus test temperature [7]. The ductility of these specimens is mostly reduced by the irradiation, induced embrittlement effect.

2.3. High Temperature Gas Reactor (HTGR)

Oxidation of metallic components in the helium coolant of a high temperature gas reactor occurs due to the parts per million (ppm) levels of CO, CO₂, H₂, H₂O, and CH₄ present as impurities, which arise mainly from reactions between the hot graphite core and in-leakage of O₂, N₂, and water vapor from seals, welds, and degassing of reactor materials such as fuel, thermal insulation, and in-core structural materials [8,9].

The lifetime requirements of the HTGR demand that the coatings implemented are diffusional stable on the underlying alloy so that they maintain an Al reservoir necessary to sustain a continuous alpha alumina scale.

2.4. Molten Salt Reactor (MSR)

The two major challenges for structural materials in molten salt reactors are the corrosion of structural components by the salt and concerns about potential high temperature helium embrittlement of grain boundaries. Salt systems proposed for molten salt reactors include FLiBe, LiF-BeF₂ (66-33 mol%) for the primary coolant of the fluoride-cooled reactor, LiF-ThF₄-UF₄ for a fast spectrum reactor, and FLiNaK, LiF-NaF-KF (46.5-11.5e42 mol%) for secondary coolant loops. Fast spectrum reactors with liquid fuel utilize NaCl blended with MgCl₂ and CaCl₂ to reduce the melting temperature. Corrosion in fluoride salts results in the dissolution of alloying components, corresponding to the free energy of the formation of specific compounds. Impurities in the salt can also affect the dissolution rates of alloying elements, with chromium being of primary concern. The corrosion can follow distinctive microstructural features that provide selective pathways for dissolution. For instance, in steels where grain boundaries provide fast diffusion pathways for Cr, possibly exacerbated by the presence of grain boundary chromium carbides, the dissolution of Cr may be faster along grain boundaries. As such, alloy development efforts have focused on high nickel and low chromium alloys such as Hastelloy N [30].

In molten-salt-cooled reactors that operate with fuel dissolved in the salt, fission products will accumulate in the salt and react with structural materials. For example, at high enough concentrations, tellurium can react with structural steel forming brittle intergranular phase compounds that can lead to intergranular attack [10].

3. NUCLEAR FUEL

In this section, three types of fuels are described: metallic fuel and mixed fuel, used in Water-cooled reactors and Liquid-metal cooled fast reactors, the TRISO fuel particles whose are used in gas-cooled reactors, and the liquid fuel, used in Molten-salt reactors.

3.1. Metallic and Mixed Fuel for Sodium Reactor

Two different fuel forms have been developed for sodium fast reactors: mixed oxide fuel and metallic fuel. The (U,Pu) oxide fuel pin is much smaller than a light water reactor fuel pin and the cladding is either austenitic or ferritic steel instead of zircaloy to accommodate the higher service temperatures and level of radiation damage anticipated in a sodium fast reactor [11-15].

The fuel pin consists of MOX pellets in an austenitic or ferritic steel cladding. The fuel pins are wire wrapped for an improved mix of sodium coolant and enclosed in a hexagonal duct.

Metallic fuel was developed over many years in the US as a fuel system with improved mutual compatibility among the components of the fuel system, intrinsic passive safety characteristics, and higher burnup capability than the oxide system. Metallic fuel consists of an alloy of either U-Zr or U-Pu-Zr in an austenitic or ferritic steel cladding. Similar to the oxide fuel assembly, the fuel pins are wire wrapped and enclosed in a hexagonal duct as shown in Figure 1.

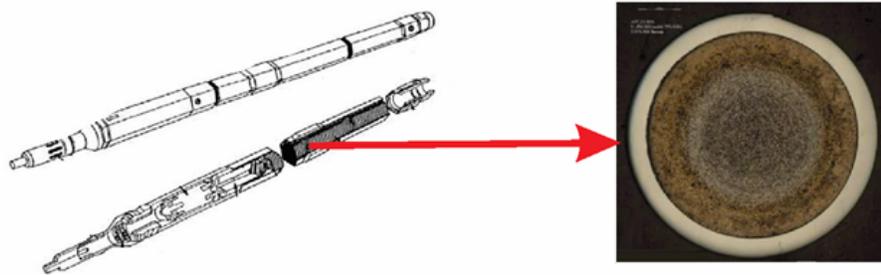


Figure 1. Metallic fuel for sodium reactors [Adapted by 12].

3.2. TRISO – Coated Particle Fuel for High Temperature Gas-cooled

High temperature gas-cooled reactors and variants thereof use TRISO-coated particle fuel embedded in a graphite matrix as their fuel element. The most common fuel elements are compacts that are inserted in hexagonal graphite blocks in a prismatic HTGR and pebbles in a pebble bed HTGR. This fuel is shown in Figure 2. This fuel form began over 60 years ago in the UK, Germany, and the US. Recent reviews of fuel fabrication and performance are found in [16-18].

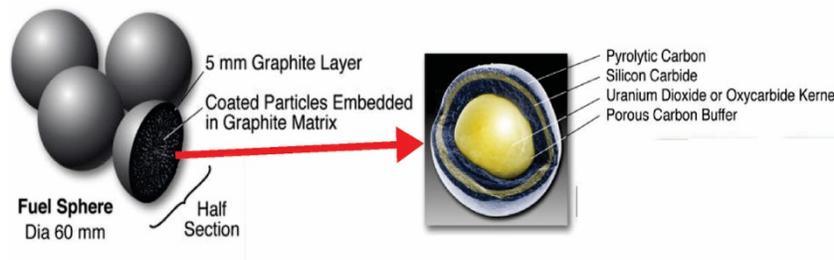


Figure 2. TRISO fuel for High Temperature Gas-cooled Reactors [16].

3.3. Molten Salt Reactor Fuel

Currently, there are many efforts to develop both thermal spectrum and fast-spectrum molten-salt fueled reactors because of their high temperature capability and high uranium utilization. Historically fluoride salts have been used in thermal spectrum systems and chloride salts have been used in fast spectrum reactors. A variety of fuel cycles have been proposed for these systems (e.g. Th-U). A broad overview is found in [19]. Key issues related to the fuel for these systems include:

- Demonstration of corrosion/REDOX control in the presence of fission products, some of which (e.g. Tellurium) are quite aggressive toward structural materials.
- Tritium control in lithium-based fluoride salts.
- Impact of noble fission product deposition in colder spots in the reactor system.
- Experimental data on fission product release from these salts in the event of spills.
- Creation of a licensing basis for the use of dissolved fuel in a nuclear system.
- Improving thermodynamic models of the dissolved fuel both experimentally and computationally Fission product removal in some thermal systems for reactivity control.

4. ACCIDENT TOLERANT FUELS MODEL IN LWR

To enhance fuel safety for accident conditions, Accident Tolerant Fuel (ATF) in Light-water reactors, has been developed [20]. To evaluate the mechanical behaviors of fuel cladding during normal operation, an analytical module has been used to evaluate the mechanical behaviors of the ATF cladding.

4.1. Mathematical Model

In this work, a thermo-mechanical model was developed [21,22], which is based on the thick-walled theory to establish an analytical model. Within elastic deformation, this model was based on plane strain conditions in a cylindrical coordinate, and creep and irradiation-induced strains were considered in the following equation group:

$$\begin{aligned}\varepsilon_r &= \frac{du}{dr} = \frac{1}{E} [\sigma_r - \nu(\sigma_\theta + \sigma_z)] + \alpha\Delta T + \varepsilon_{creep,r} \\ \varepsilon_\theta &= \frac{u}{r} = \frac{1}{E} [\sigma_\theta - \nu(\sigma_r + \sigma_z)] + \alpha\Delta T + \varepsilon_{creep,\theta} \\ \varepsilon_z &= \frac{1}{E} [\sigma_z - \nu(\sigma_r + \sigma_\theta)] + \alpha\Delta T + \varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z}\end{aligned}\quad (1)$$

where $\varepsilon_r, \varepsilon_\theta$ and ε_z are the strains in cylindrical coordinates, $\varepsilon_{creep,r}, \varepsilon_{creep,\theta}$ and $\varepsilon_{creep,z}$ are the strains for creep in cylindrical coordinates, $\varepsilon_{irr,z}$ is the strain for irradiation, σ_r, σ_θ and σ_z are the

stresses in cylindrical coordinates, u is radial displacement, E is Elastic modulus, ν is Poisson ratio, α is Thermal expansion coefficient, ΔT is a temperature difference, and r is radio.

Eq. (1) was rearranged and substituted into the following stress equilibrium

$$\frac{\partial \sigma_r}{\partial r} + \frac{\sigma_r - \sigma_\theta}{r} = 0. \quad (2)$$

From Eq. (2), the radial displacement of u and stresses in the principal direction of σ_r , σ_θ and σ_z were obtained through the following Equations

$$u = C_1 r + \frac{C_2}{r} + \left(\frac{1+\nu}{1-\nu} \right) \frac{\alpha}{r} \int \Delta T r dr + \left(\frac{1+\nu}{1-\nu} \right) \frac{1}{r} \int G r dr - \frac{1}{r} \xi \int r \ln r dr \quad (3)$$

$$\begin{aligned} \sigma_r = & \frac{E}{1+\nu} \left(\frac{C_1}{1-2\nu} - \frac{C_2}{r^2} + \frac{\nu \varepsilon_0}{1-2\nu} \right) - \frac{\alpha E}{(1-\nu)r^2} \int \Delta T r dr - \frac{E}{(1-\nu)r^2} \int G r dr \\ & + \frac{\xi E}{(1+\nu)r^2} \int r \ln r dr - \frac{(1-\nu)\xi E \ln r}{(1+2\nu)(1-2\nu)} \end{aligned} \quad (4)$$

$$\begin{aligned} \sigma_\theta = & \frac{E}{1+\nu} \left(\frac{C_1}{1-2\nu} + \frac{C_2}{r^2} + \frac{\nu \varepsilon_0}{1-2\nu} \right) + \frac{\alpha E}{(1-\nu)r^2} \int \Delta T r dr - \frac{\alpha E \Delta T}{1-\nu} + \frac{E}{(1-\nu)r^2} \int G r dr \\ & - \frac{GE}{1-\nu} - \frac{\xi E}{(1+\nu)r^2} \int r \ln r dr - \frac{\nu \xi E \ln r}{(1+2\nu)(1-2\nu)} - \frac{(1-\nu)\xi E}{(1+2\nu)(1-2\nu)} \end{aligned} \quad (5)$$

$$\begin{aligned} \sigma_z = & E \varepsilon_0 - E \left[\varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z} \right] + \frac{2\nu E C_1}{(1+\nu)(1-\nu)} + \frac{2\nu^2 E \varepsilon_0}{(1+\nu)(1-2\nu)} - \frac{\alpha E \Delta T}{1-\nu} \\ & - \frac{\nu G E}{1-\nu} - \frac{\nu \xi E \ln r}{(1+\nu)(1-\nu)} - \frac{\nu(1-\nu)\xi E}{(1+\nu)(1-2\nu)} \end{aligned} \quad (6)$$

where

$$G = \frac{(1-\nu)}{(1+\nu)} \left[\varepsilon_{creep,r} + \nu (\varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z}) \right] + \frac{\nu}{(1+\nu)} \left[\varepsilon_{creep,\theta} + \nu (\varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z}) \right] \quad (7)$$

$$\xi = \frac{(2\nu-1)}{(1-\nu)} \left[\varepsilon_{creep,r} + \nu (\varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z}) \right] - \frac{(2\nu-1)}{(1-\nu)} \left[\varepsilon_{creep,\theta} + \nu (\varepsilon_{creep,z} + \varepsilon_{irr,z}) \right] \quad (8)$$

For ATF cladding consisting of multiple layers, Eq. (3-6) with C_1 , C_2 and ε_0 can be expanded by considering two layers with different material properties as follows

$$\begin{aligned}\sigma_{r,i} &= f(C_{1,i}, C_{2,i}, \varepsilon_0) \\ \sigma_{\theta,i} &= f(C_{1,i}, C_{2,i}, \varepsilon_0) \\ \sigma_{z,i} &= f(C_{1,i}, \varepsilon_0)\end{aligned}\tag{9}$$

4.2. Implementation of model ATF for cladding

The model in the previous section was developed and implemented into the Thermomechanical module for the AZTLAN platform [23] as two subroutines called as Open Gap regime and for Closed Gap regime. These two subroutines evaluate the performance of the ATF cladding under the reactor conditions. As shown in Figure 3, the subroutines were incorporated into a new module called *FRACAS-AZ* with an additional subroutine *Gapcls-az*.

The subroutine *cladf-az* for the open gap regime is called first by *FRACAS-AZ*, because the initial gap status of pellet and ATF cladding is open. After that, stresses, strains, and gap thickness are calculated by *cladf-az*. As the gap thickness has a positive or negative value, *GapIndex* represents the gap status that becomes open or closed, respectively. When the *GapIndex* is open at the previous time step and closed at the present time step, the subroutine *Gapcls-az* is called to determine the exact gap closure time, and subsequently, the stresses and strain of the ATF cladding are calculated by *couple-az*. This process is repeated until the operating time of the reactor is finished.

To simulate the analytical and equivalent Finite Element Models, simplified material properties for ATF cladding were used, as shown in Table I, respectively.

Table I. Material properties of the analytical and equivalent Finite Element Model [24].

Type	Elastic modulus (GPa)	Poisson ratio (-)	Thermal expansion coefficient (μm/mK)
Cladding	80	0.3	0.0001
Coating	279	0.21	0.00005

In addition, the boundary conditions for the open and closed gap regimes and the initial environmental conditions were employed using simplified values, as shown in Table II.

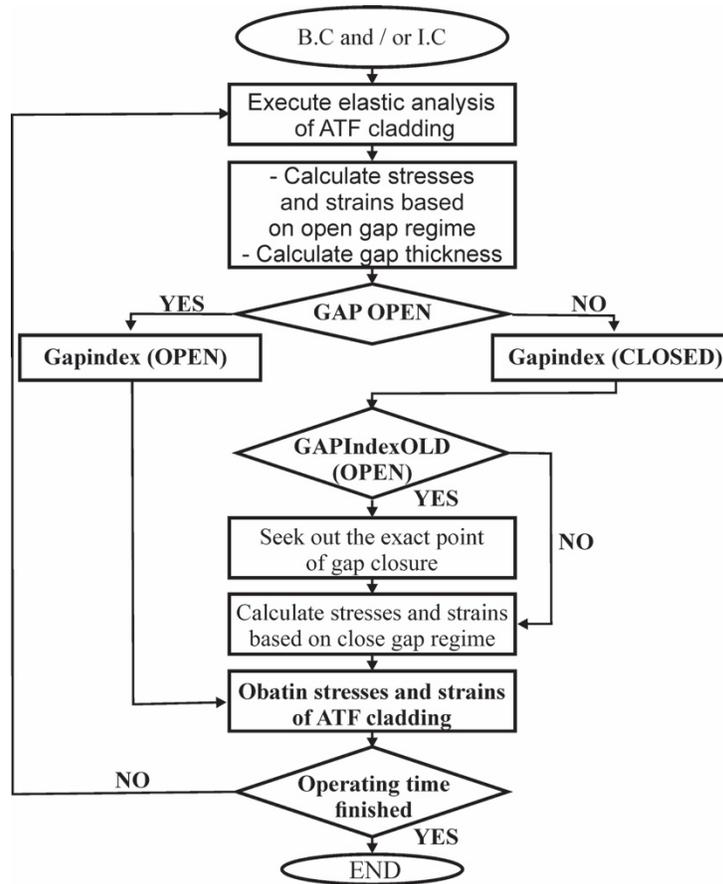


Figure 3. The process to calculate the stress and strains of ATF cladding in an LWR.

Table II. Boundary conditions of open and closed gap regimes [24].

Type	Outer pressure (MPa)	Inner pressure (MPa)	Inner radial displacement (mm)	Axial Strain (-)	Strain due to creep (-)	Axial strain due to irradiation growth (-)
Open gap regime	15.5	2.0	-	-	0.0001	0.0001
Closed gap regime	-	-	0.004	0.0004	0.0001	0.0001

4.2 Results of the Numerical Simulations of ATF Cladding.

Figure 4 shows the Stress Von Misses (VM) in the case of a Gap Closed to different temperatures, when the temperature increases and the position of the radius of cladding are closer to the gap, the stress rise.

Figure 5 shows the Stress VM in the case of Gap Open to different temperatures, it can be seen that when the temperature increases and the position of the radius of cladding are closer to the gap, the stress rise

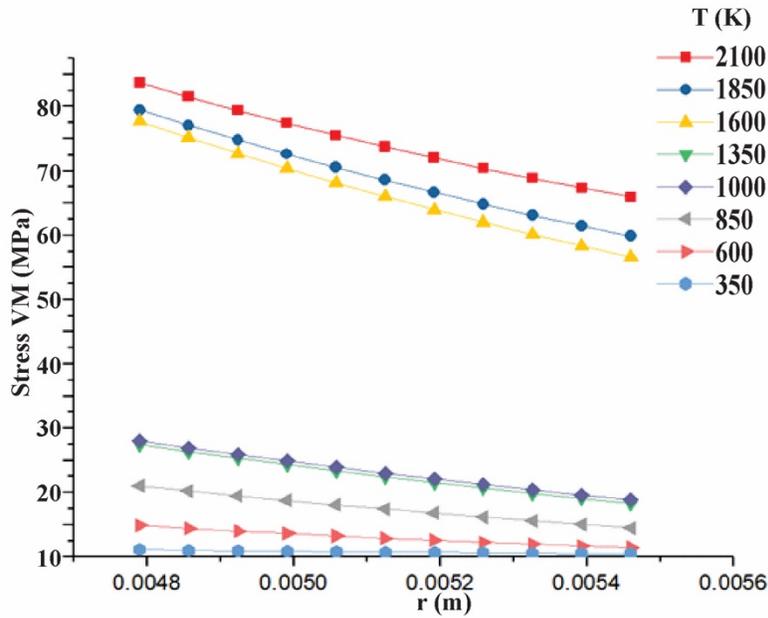


Figure 4. Stress Von Misses to Gap Closed to different temperatures.

In this figure, the range of the stress magnitude is longer than in the case of Gap Closed, since it is between values from 10 MPa to 150 MPa, while for the previous case the range is from 10 MPa to 90 MPa. This is due to the pressure generated by the gap, while when there is contact between the pellet fuel and the cladding, it does not affect the cladding, since it is considered a rigid material.

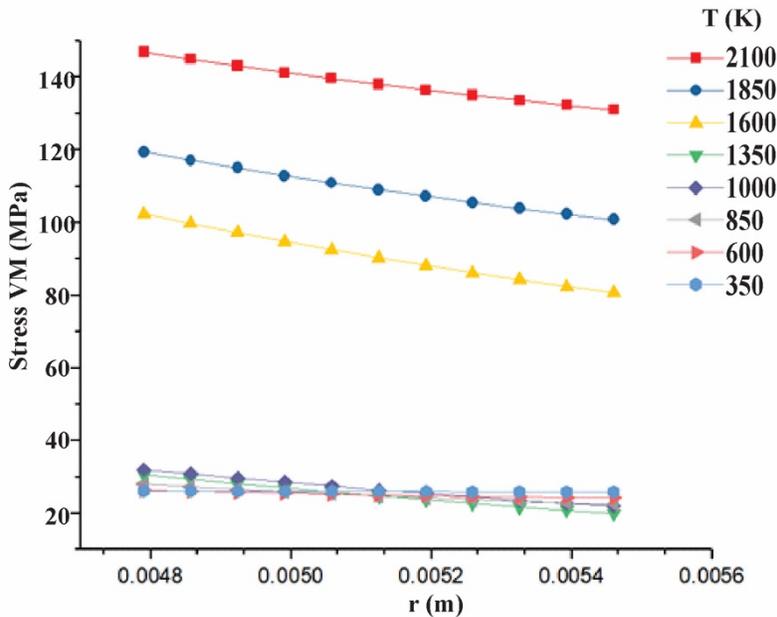


Figure 5. Stress Von Misses to Gap Open.

5. MULTI-SCALE PROPERTIES AND METHODOLOGIES

In Section 4, the analysis of an ATF was a model simplified, since continuity in the medium was considered and the properties of the materials were the same at any point of the geometry, but to have a better approximation, the heterogeneity of the medium must be considered.

One of the most used methods in previous investigations and that has now been applied to cases of thermomechanical analysis is the Volume Averaging Method (VAM). The microstructure of nuclear fuel pellets is a sintered material with heterogeneous characteristics constituted of the solid – (fuel particle) and gas phase (space between solids) [25].

In addition to the multiphase characteristics, it should be considered that the conformation of the crystals at the atomic level also influences the behavior of the fuel pellet on a larger scale. The mechanical properties of fuel pellet materials, UO₂ are affected by temperature which modifies the molecular structure of the material.

Figure 6 shows the Young Modulus of UO₂ at different temperatures between 500 K to 1100 K, it can be seen that in the range 500 K to 1000 K the Young Modulus is constant, but at temperatures over 1100 K decreases to values less than 40 GPa. On the other hand, Figure 7 shows the Poisson relation, which can be considered to not vary and remains constant at values around 3.6.

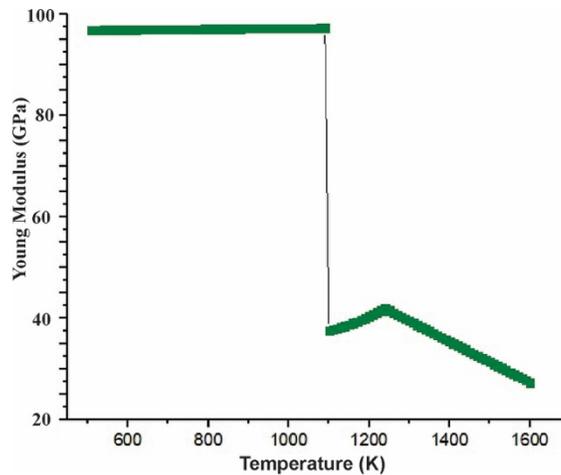


Figure 6. Behavior of Young Modulus of UO₂ at different temperatures.

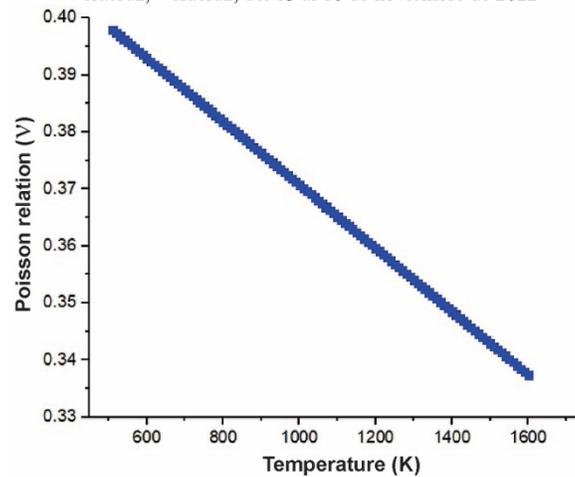


Figure 7. Behavior of Poisson relation of UO_2 at different temperatures.

6. CONCLUSIONS

Some of the challenges that arise with the new technologies of the new generation nuclear reactors were presented, as well as those that appear when extending the lifetime of the LWR or in the extension of its power. It is necessary to know the thermomechanical properties of the structural materials of the pellet fuels as well as their cladding. Each type of reactor implies different challenges in its analysis and implementation, in this work, the implications of some new generation and GEN III reactors were presented in a summarized way.

Some used methods considering the multiscale and multiphase of the medium of the fuel pellet and in general, in the fuel rod were summarized. A model of thermomechanical analysis has been developed and was applied as a subroutine in the thermomechanical code of the AZTLAN Project, it obtained the behavior of Thermomechanical Stress as a function of temperature, considering an open and a closed gap. Also, the thermomechanical properties; Young Modulus and Poisson relation as a function of temperature, were used, to obtain temperature feedback during the simulations.

REFERENCES

1. G.S. Was, T.R. Allen, “Corrosion issues in current and next-generation nuclear reactors, in: G.R. Odette, S.J. Zinkle (Eds.)”, *Structural Alloys for Nuclear Energy Applications*, Elsevier, Cambridge, MA, p. 211-246, (2019).
2. G.S. Was, D. Petti, S. Ukai, S. Zinkle, “Materials for future nuclear energy systems”, *Journal of Nuclear Materials*, **527**, (2019).
3. R. Pathania, “Critical Issues Report and Roadmap”, *Advanced Radiation-Resistant Materials Program*, p. 102-482. (2012).
4. S.A. Maloy, T.R. Allen, F. Balbaud, T. Asayama, J.T. Busby, J.Y. Park, C. Fazio, Y. Dai, P. Agostini, J.P. Chevalier, J. Marrow, “Status Report on Structural Materials for Advanced Nuclear Systems”, *OECD EA*, **6409**, p. 1-106, (2013).

5. S.J. Zinkle, K.A. Terrani, L.L. Snead, “Motivation for utilizing new high-performance advanced materials in nuclear energy systems”, *Current Opinion Solid State Material Science*, **20**, p. 401-410, (2016)
6. F.A. Garner, M.B. Toloczko, “Irradiation creep and void swelling of austenitic stainless steels at low displacement rates in light water energy systems”, *Journal of Nuclear Materials*, **251**, p. 252-261, (1997).
7. B. Long, Y. Dai, N. Baluc, “Investigation of liquid LBE embrittlement effects on irradiated ferritic/martensitic steels by slow-strain-rate tensile tests”, *Journal of Nuclear Materials*, **431**, p. 85-90, (2012).
8. C. Cabet, A. Terlain, P. Lett, L. Guetaz, J.M. Gentzittel, “Materials for future nuclear energy systems”, *Material Corros.*, **57 (2)**, p.147-153, (2006).
9. F. Rouillard, C. Cabet, K. Wolski, M.J. Pijolat, “Oxide-layer formation and stability on a nickel-base alloy in impure helium at high temperature”, *Oxid. Metals*, **68**, p. 133-148, (2007).
10. J.H. DeVan, R.B. Evans III, “Corrosion Behavior of Reactor Materials in Fluoride Salt Mixtures”, *ORNL-TM-328*, (1962).
11. S. Delpech, C. Cabet, C. Slim, G.S. Picard, “Molten fluorides for nuclear applications”, *Mater. Today*, **13**, p. 34-41, (2010).
12. W.J. Carmack, D.L. Porter, Y.I. Chang, S.L. Hayes, M.K. Meyer, D.E. Burkes, C.B. Lee, T. Mizuno, F. Delage, J. Somers, “Metallic fuels for advanced reactors”, *Journal of Nuclear Materials*, **392**, p. 139-150, (2009).
13. T. Ogata, R.J. M Konings (Ed.), *Comprehensive Nuclear Materials*, **3**, Elsevier, Amsterdam, pp. 1-40, (2012).
14. N. Nakae, T. Ozawa, H. Ohta, T. Ogata, H. Sekimoto, “An approach for evaluating the integrity of fuel applied in Innovative Nuclear Energy Systems”, *Journal of Nuclear Materials*, **446**, p. 1-9, (2014).
15. Y. Chang, “Technical rationale for metal fuel in fast reactors”, *Nucl. Eng. Technol.*, **39**, p. 161-170, (2007).
16. P. Demkowicz, B. Liu, J.D. Hunn,” Coated particle fuel: Historical perspectives and current progress”, *Journal of Nuclear Materials*, **515**, p. 434-450, (2019).
17. D.A. Petti, P.A. Demkowicz, J.T. Maki, R.R. Hobbins, “RISO-coated particle fuel performance” *Comprehensive Nuclear Materials*, **3**, Elsevier, Amsterdam, p. 151-213, (2012).
18. M.J. Kania, H. Nabielek, H. Nickel, “Coated particle fuels for high-temperature reactors”, *Materials Science and Technology*, Wiley (2015).
19. O. Beneš, R.J.M. Konings, “Molten salt reactor fuel and coolant”, *Comprehensive Nuclear Materials*, **3**, p. 359-389, Elsevier, Amsterdam (2012).
20. Jung-Hwan Park, Hyun-Gil Kim, Jeong-Yong Park, Yang-Il Jung, Dong-Joon Park, Yang-Hyun Koo, “High temperature steam-oxidation behavior of arc ion plated Cr coatings for accident tolerant fuel claddings”, *Surface and Coatings Technology*, **280**, p. 256-259, (2015).
21. Youho Lee, Mujid S. Kazimi, “A structural model for multi-layered ceramic cylinders and its application to silicon carbide cladding of light water reactor fuel”, *Journal of Nuclear Materials*, **458**, p. 87-105, (2015).
22. Youho Lee, Hee Cheon NO, Jeong Ik Lee, “Design optimization of multi-layer Silicon Carbide cladding for light water reactors”, *Nuclear Engineering and Design*, **311**, p. 213-223, (2017).
23. Gomez-Torres, Armando & Espel, F & del Valle Gallegos, Edmundo & François, Juan & Martín-del-Campo, Cecilia & Espinosa-Paredes, Gilberto, “AZTLAN: Mexican Platform for Analysis and Design of Nuclear Reactors”, *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2015)*, Nice France, (2105).

24. Dong-Hyun Kim, Hyochan Kim, Yongsik Yang, Changwan Shin and Hak-sung Kim, “Development of FRACAS-CT model for simulation of mechanical behaviors of ATF cladding”, *2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting. WRFPM*, (2017, September).
25. J. Centeno-Pérez, C.G. Aguilar-Madera, G. Espinosa-Paredes, E.C. Herrera-Hernández, A.D. Pérez-Valseca, “Upscaled elasticity modulus for nuclear fuel pellet (UO₂) with porosity effects”, *Journal of Nuclear Materials*, **568**, (2022).

Simulación del LOCA-DBA sin mitigación con diferentes modelos de nodalización del NSSS de un BWR, usando las versiones BiK y Bi7 de RELAP/SCDAPSIM-3.4 y ASYST-3.5

Cruz Ponce Mauricio, Rodríguez Pérez José Agustín Francisco, Del Valle Gallegos Edmundo, Sánchez Mora Heriberto

*Sección de Estudios de Posgrado e Investigación
Escuela Superior de Física y Matemáticas
Instituto Politécnico Nacional
Unidad Profesional Zacatenco, Ciudad de México 07738
mcruzp1502@alumno.ipn.mx
jrodriguezper@ipn.mx
evalle@ipn.mx
heribertosanchez7@hotmail.com*

Rogelio Castillo Durán, Javier Ortiz Villafuerte
*Departamento de Sistemas Nucleares
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Ocoyoacac, Estado de México 52750
rogelio.castillo@inin.gob.mx
javier.ortiz@inin.gob.mx*

Resumen

Con el propósito de estudiar el impacto de la cantidad de nodos axiales en las componentes que representan las barras de combustible en el núcleo y el número de Líneas de Vapor Principal en la simulación de transitorios y accidentes, en el Departamento de Sistemas Nucleares del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares se desarrollaron varios modelos de nodalización del Sistema de Suministro de Vapor al Núcleo de un BWR. Los modelos tienen 10 o 13 nodos axiales en los cuatro canales que representan al núcleo, y tienen o sola una o las cuatro Líneas de Vapor Principal. Además, el modelo de 10 nodos axiales en el núcleo no tiene modelo de contenedor primario. Estos modelos se han usado en este trabajo para simular el Accidente Base de Diseño de un BWR-5 sin mitigación, por lo que se alcanzan condiciones de degradación significativas del núcleo y la caída del material fundido al fondo de la Vasija de Presión del Reactor. Se muestran los resultados obtenidos de las simulaciones realizadas con las versiones 3.4 Bi7 y 3.4 BiK de RELAP/SCDAPSIM y la versión 3.5 del nuevo ASYST. Los principales resultados son que existe un claro impacto del número de nodos axiales en las componentes que representan las barras de combustible en variables importantes, por ejemplo, las temperaturas máximas en el núcleo, pero además el uso de la versión 3.4 de RELAP/SCDAPSIM o 3.5 de ASYST tiene un impacto fuerte en la potencia generada por oxidación, y por ende en la masa generada de hidrógeno.

1. INTRODUCCIÓN

La seguridad en las plantas nucleoelectricas siempre ha sido la prioridad de la industria nuclear, por lo que la simulación de accidentes severos es importante para los análisis de riesgo de estas plantas. Entre los accidentes severos más significativos tenemos los accidentes por pérdida de refrigerante (LOCAs, *Loss of Coolant Accidents*). La simulación del caso del Accidente Base de Diseño (DBA, *Design Basis Accident*) es necesario, por ejemplo, para verificar que los Sistemas de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECCS, *Emergency Core Cooling Systems*) podrán mantener cubierto el núcleo por el periodo estipulado en la regulación aplicable.

En caso de que no sean accionados ninguno de los ECCS, un LOCA-DBA evolucionará rápidamente a un accidente severo [1]. Si se considera la magnitud del terremoto que sufrió Japón en 2011, es evidente que la posibilidad de que un LOCA grande ocurra no pueda ser descartada. El accidente de Fukushima muestra que, en caso de ocurrir eventos con la falla de los ECCS, las consecuencias pueden ser muy graves [2].

Dada la importancia del análisis de la progresión del LOCA-DBA, surge la necesidad de realizar simulaciones que reflejen el progreso de estos accidentes con fidelidad. Lo anterior debe realizarse mediante modelos de planta detallados que reflejen a un BWR-5 con la mayoría de sus componentes. Lamentablemente las simulaciones con estos modelos de planta detallados demanda capacidades computacionales importantes, y la complejidad de la termohidráulica de los BWR [1] dificulta la simulación de accidentes severos, por lo que surge la necesidad de desarrollar nodalizaciones simplificadas que faciliten la realización de múltiples simulaciones. En este trabajo, se analizará la progresión del accidente desde la ruptura de la tubería en el lazo de recirculación hasta el tiempo al que abortaron las diversas ejecuciones.

2. SECUENCIA DEL ACCIDENTE

El LOCA-DBA Grave es un accidente en el cual se supone la ruptura inmediata de la tubería de succión de una de las bombas de recirculación, pero a diferencia del accidente base de diseño, en este evento los ECCS no se activan, impidiendo la refrigeración del núcleo, lo cual eventualmente termina afectando la integridad estructural del mismo. La falta de refrigerante provoca el descubrimiento de los ensambles, iniciando la degradación del núcleo provocada por el calor residual. El proceso de degradación incluye primero el fundido de las barras de control y posteriormente del combustible, al igual que la liberación de hidrógeno provocada por la oxidación del encamisado y la liberación de productos de fisión. El material fundido del núcleo se acumulará al fondo de la vasija formando una cama que aumentará su masa y altura durante el desarrollo del accidente.

Para el análisis del LOCA Grave en este trabajo se utiliza el código RELAP/SCDAPSIM (RSS), el cual puede modelar distintos volúmenes, componentes, tuberías, válvulas y otras componentes, y la interconexión entre éstas, para simular transitorios y accidentes. En la progresión del accidente, la dinámica del reactor es de suma importancia, y para ello RSS incluye un modelo de cinética puntual. Adicionalmente se cuenta con el análisis de la composición y estado del material

fundido que cae al fondo de la Vasija de Presión del Reactor (RPV, *Reactor Pressure Vessel*) y su interacción térmica con la pared de la RPV, mediante el complemento del Código COUPLE.

Además de las variables propias de RELAP, SCDAP y COUPLE, se puede pedir a la simulación que otorgue otros datos de interés para el analista. Esto se lleva a cabo mediante las variables de control que deben de ser especificadas dentro del modelo de planta.

2.1 Descripción del Modelo de Planta

Se realizó la simulación usando RELAP/SCDAPSIM en su versión 3.4 Bi7. Para la simulación de cualquier transitorio usando este código es necesario hacer un modelo de planta. En el caso del reactor BWR-5 del cual se simula el accidente, éste cuenta con una potencia térmica de 2317 MWth y un núcleo con 444 ensamblajes de combustible. Cuenta además con un modelo de nodalización que representa una contención primaria tipo MARK-II. Por razones del poder de procesamiento, el modelo de planta debe de poder reflejar la operación normal de la planta que representa sin necesariamente contar con todas las componentes de ésta. El modelo utilizado en esta simulación ha sido desarrollado en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), en el Departamento de Sistemas Nucleares. El modelo base el modelado del núcleo consta de 4 secciones anulares concéntricas que representan los 444 ensamblajes del reactor [3]. Sin embargo, para el trabajo comparativo cada una de estas secciones cuenta con 10 o 13 nodos axiales. Adicionalmente, en el modelo de 10 nodos axiales las 20 bombas de chorro son representadas por únicamente 2, una en cada circuito de recirculación. Pero en el modelo con 13 nodos axiales se han modelado 20 bombas chorros (10 por lazo) para tener un modelo realista de un BWR5. Un esquema de la nodalización este modelo simplificado se muestra en la Figura 1.

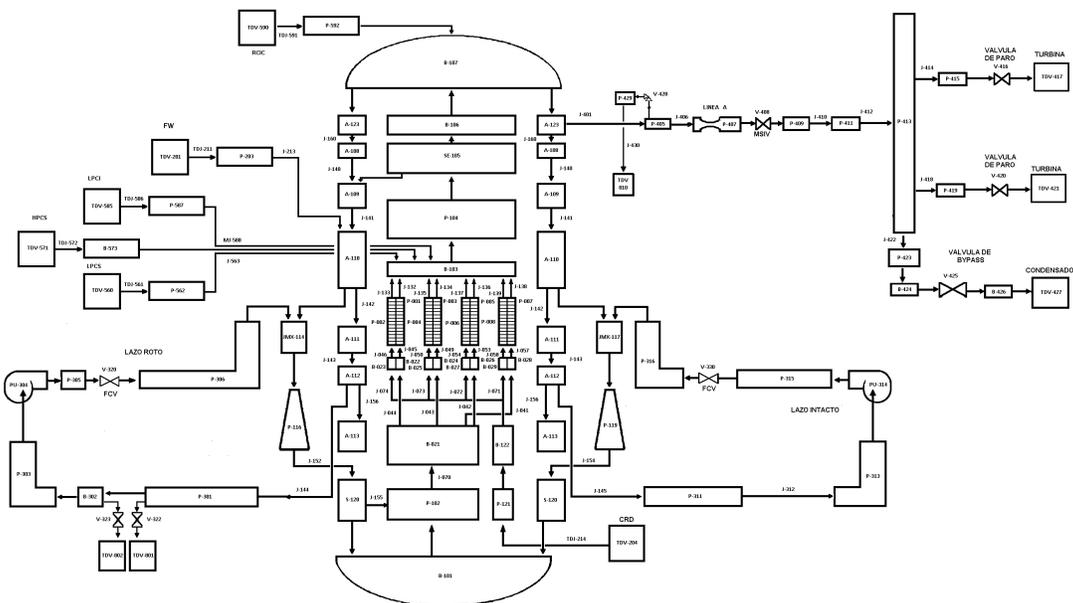


Figura 1. Esquema del modelo reducido de planta de un BWR-5 para RELAP/SCDAPSIM.

Como solo se va a analizar el accidente en el núcleo del reactor y la acumulación de escombros en el fondo de la vasija, en el modelo de 10 nodos axiales se adecuó el modelo de planta para no simular la contención primaria y que solo se preservaran sus interacciones con la vasija. Para la

correcta simulación del LOCA Grave, el modelo de planta incluye válvulas en los lazos de recirculación, las cuales pueden ser abiertas para simular con mayor fidelidad la pérdida de refrigerante en ambas direcciones de la ruptura. La supresión de los ECCS se hace mediante el sistema de control integrado en el modelo de planta.

2.2. Estado Estacionario y Ruptura de la Tubería

La simulación empieza con el estado estacionario de la planta operando a la potencia nominal. Este estado estacionario ha sido revisado con anterioridad para garantizar el correcto funcionamiento de la planta. En la simulación del accidente, para el modelo de 10 nodos axiales se empieza a partir de 800 s del estado estacionario, y en este momento se activa la ruptura de la tubería. En los modelos de 13 nodos, el estado estacionario fue de solo 200 segundos, por tener ya la experiencia necesaria.

Como los resultados de la simulación se comparan de acuerdo a las dos nodalizaciones, y además de versiones de RELAP/SCDAPSIM y ASYST, se tomará el tiempo respecto al inicio del accidente. Además, para la diferenciación de los resultados de las distintas versiones del código y las distintas nodalizaciones se establece una nomenclatura. Cada simulación se va a denotar iniciando por el número de nodos axiales en su nodalización, “z10” para el modelo de 10 nodos, “z13” para el de 13, seguidas de la versión usada para la simulación “R3.4 Bi7” para la versión RELAP/SCDAPSIM 3.4 Bi7, “R3.4 REF” para la versión RELAP/SCDAPSIM 3.4 BiK que se usa como referencia [4] y “A3.5” para la versión ASYST 3.5. En la Tabla I se pueden ver los distintos tiempos de cada estado estacionario, el cual es finalizado en el momento del SCRAM causado por la ruptura en cada una de las simulaciones.

Tabla I. Tiempos de simulación, estado estacionario y accidentes de las simulaciones

Simulación	Tiempo simulado (s)	Tiempo de Estado estacionario (s)	Tiempo de accidente (min)
Z10 R3.4 Bi7	3621.36	800	47.02
Z10 A3.5	2583.82	800	29.73
Z13 R3.4 Bi7	3506.41	200	55.10
Z13 R3.4 BiK ref	3800.00	200	60.00

3. ACCIDENTE

Al no tenerse refrigeración en el núcleo, el calor residual generado por el combustible empieza a aumentar la temperatura del núcleo. RELAP/SCDAPSIM cuenta con el seguimiento de la temperatura de la superficie más caliente de las barras de combustible del núcleo (componente *fuel rod* de SCDAP) mediante la variable **bgmct-0**. Esta variable da como dato la temperatura de la superficie externa de las componentes que conforman el núcleo que resulta ser más caliente en cualquiera de sus nodos axiales, para un paso de tiempo. En la Figura 2 se puede apreciar conjuntamente esta variable en todas las simulaciones.

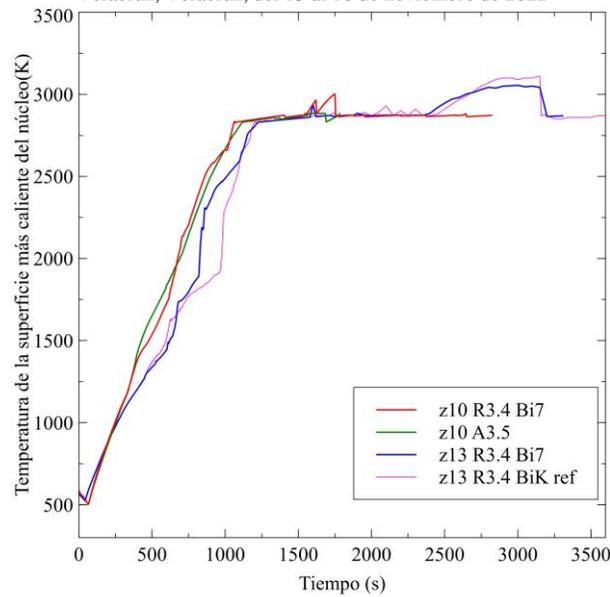


Figura 2. Comparación de las temperaturas más calientes en la superficie de las componentes del núcleo en cualquier nodo axial, para cada paso de tiempo.

El vapor de agua interactúa con el circonio que está en el encamisado provocando que haya una liberación de hidrógeno, el que, al ser potencialmente muy inflamable, representa un riesgo para la gestión del accidente. La acumulación de hidrógeno se puede apreciar en la Figura 3. En esta figura se aprecia la clara diferencia de los resultados arrojados en la simulación de ASYST contra los resultados de RELAPSCDAP/SIM para el caso de una nodalización de 10 nodos axiales. Adicionalmente, los resultados de RELAPSCDAP/SIM 3.4 en sus versiones (Bi7 y BiK) muestran también una diferencia de alrededor de 20 kg de hidrógeno, aun teniendo el mismo número de nodos axiales (13). Por tanto, las versiones del código RELAPSCDAP/SIM 3.4 también deben de tenerse en cuenta en un análisis detallado de un evento de accidente severo.

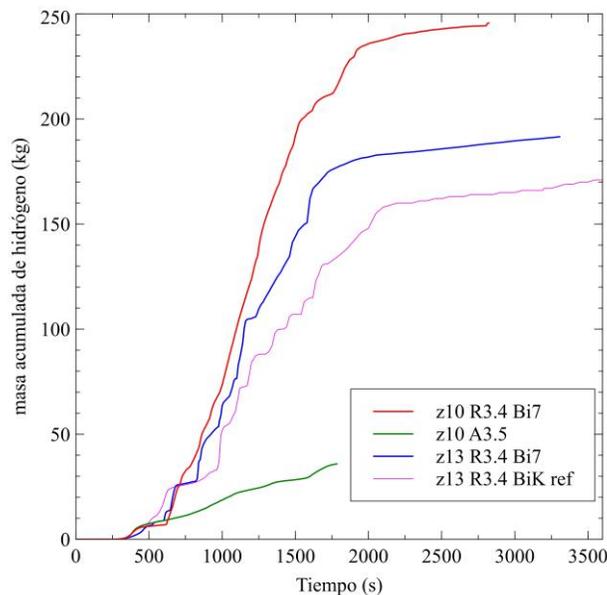


Figura 3. Comparativo de la masa de hidrógeno generada.

El calor residual eventualmente daña el encamisado provocando que se liberen los productos de fisión alojados dentro de las barras de combustible. Se puede ver su acumulación a lo largo de la simulación en la Figura 4. Se resalta la diferencia entre los que son solubles y los no condensables. Esta liberación es congruente con la simulación de referencia [5], ya que el daño al encamisado ocurre posteriormente a la liberación de hidrógeno. Además, se aprecia una diferencia en la mayor liberación en las simulaciones de 13 nodos.

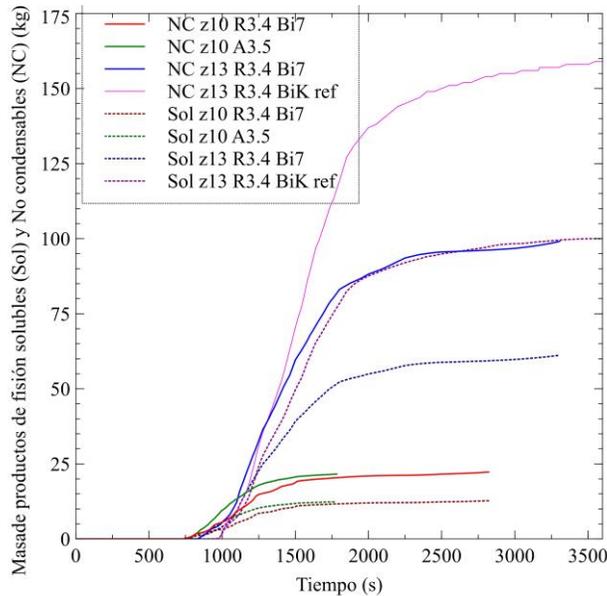


Figura 4. Liberación de productos de fisión condensables y no solubles.

Otra de las consecuencias de la falta de refrigerante en el núcleo es la generación de calor por la oxidación del material del encamisado que está formado por aleaciones de circonio. La versión del código RELAP/SCDAPSIM 3.4 Bi7 que es con la que se realizó la simulación ha presentado errores el cálculo de este calor [4], lo que se ve reflejado en la Figura 5a. Este problema de picos irreales de calor de oxidación debe ser considerado con atención por el analista, pues la transferencia de calor del “debris” hacia la pared del fondo de la RPV se verá reflejada en temperaturas cercanas o mayores a la de fundición del acero. Si bien, en este trabajo, lo descrito se nota especialmente en la simulación del modelo de 13 nodos, también se puede notar para el modelo de 10 nodos. Por lo que se realiza una ampliación en la Figura 5b. para apreciar mejor las otras simulaciones. Los resultados del código ASYST muestran que los desarrolladores han solucionado el problema señalado.

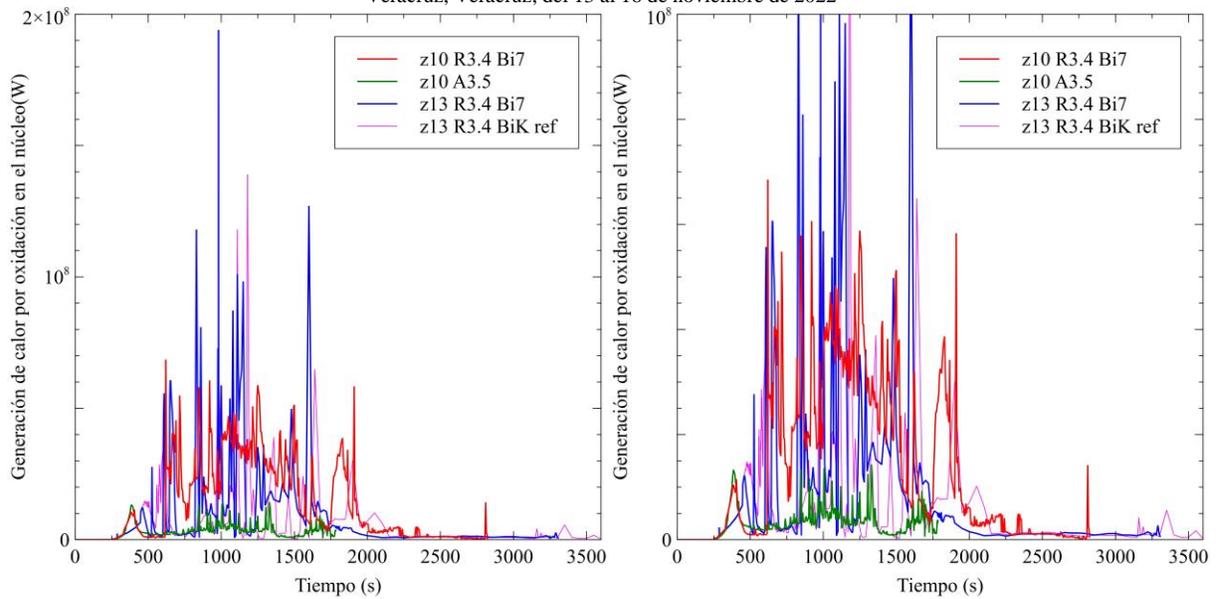


Figura 5. Generación de calor por oxidación.

4. DEGRADACIÓN DEL NÚCLEO

Desde que se descubre el núcleo del reactor empieza un proceso de degradación que en un principio empieza a haber oxidación y liberación de hidrógeno, posteriormente cuando ya hay un daño a la estructura del encamisado se presenta la liberación de los productos de fisión contenidos dentro de éstas. RELAP/SCDAPSIM genera en los archivos de salida los mapas de degradación del núcleo donde se muestra el estado de cada uno de los volúmenes simulados del núcleo.

Tabla II. Representación de los estados del mapa de degradación del núcleo

Estado del elemento	Descripción del elemento	Color
I	Componente de combustible intacto	Azul
P	Escombros porosos	Amarillo
L	Escombros porosos parcialmente licuados	Rojo
M	Elementos cerámicos fundidos o solidificados	Marrón
V	Vacío	Gris oscuro
xxxx	Bloqueo en el volumen	

En la Tabla I se muestran los distintos estados que el código muestra, así como la descripción de cada uno de ellos y un color para identificarlos en una representación gráfica, adicionalmente en las Figuras 6 y 7 se muestran representaciones gráficas de los mapas para cada simulación a un tiempo similar.

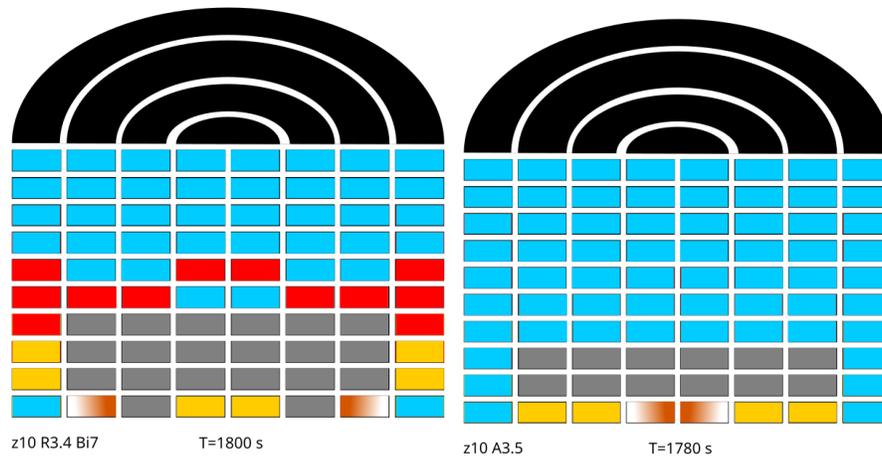


Figura 6. Mapas de degradación del núcleo de las simulaciones de 10 nodos cercanas a los 1800 s.

En ambas simulaciones en la parte inferior del núcleo se presentan áreas que se han degradado totalmente, mientras que la parte superior se mantiene con regiones intactas, habiendo un bloqueo de material cerámico en la parte central. Lamentablemente el hecho de que la simulación z10 A3.5 no alcanzado mayores tiempos de simulación, impide comparar los mismos instantes de tiempos, pero aun así se aprecia que en RELAP/SCDAPSIM el fundido del núcleo es significativamente mayor al de ASYST.

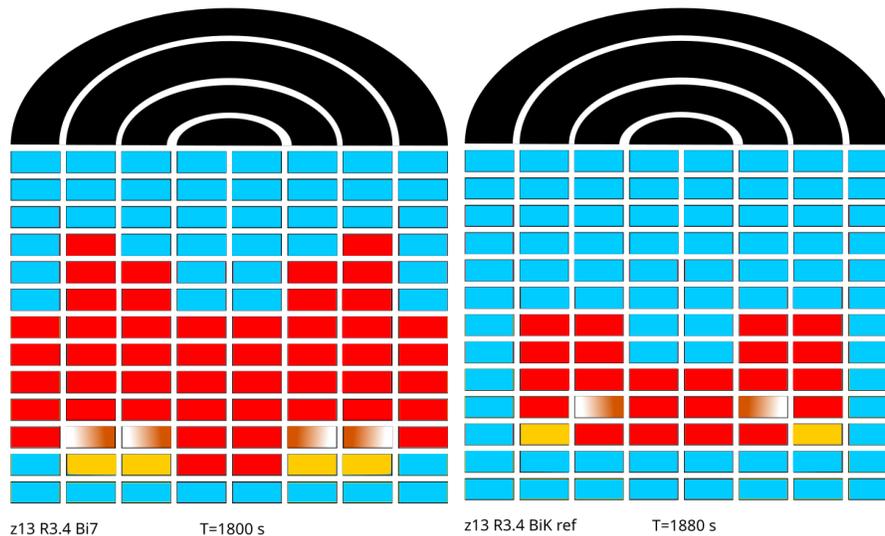


Figura 7. Mapas de degradación del núcleo de las simulaciones de 13 nodos cercanas a los 1800 s.

La degradación del núcleo a tiempos cercanos a los 1800 s presenta dos tendencias características dependientes de la nodalización donde se aprecia que en las versiones de 10 nodos el deterioro del núcleo es mucho más rápido y solo la de 13 nodos tiene un comportamiento similar a la expuesta en trabajos previos [5]. También hay congruencia con el hecho de que estén más degradadas las partes centrales que las periferias.

El material fundido se va desplazando dentro del núcleo y se puede obtener el radio equivalente de la esfera que se forma con todo ese material desplazado mediante la variable **repool-0**. El material que va cayendo se acumula al fondo de la vasija, y el análisis de esta cama de escombros en RELAP/SCDAPSIM es hecho por el código COUPLE, el cual calcula la altura de la cama de escombros (*debris*). En la Figura 8 se grafican ambas variables.

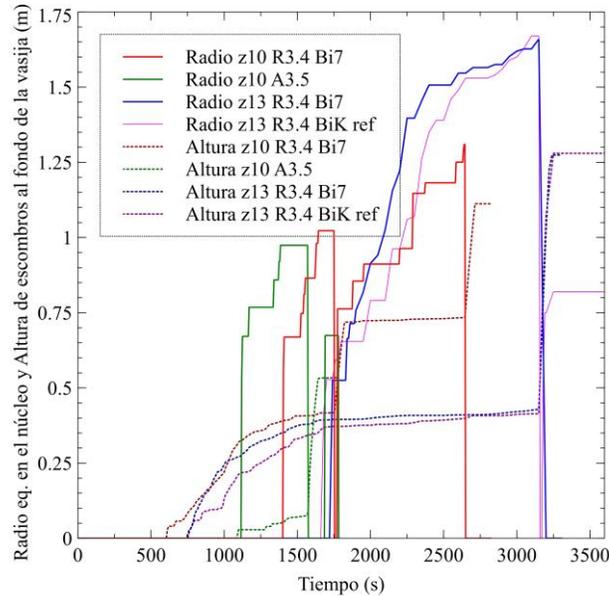
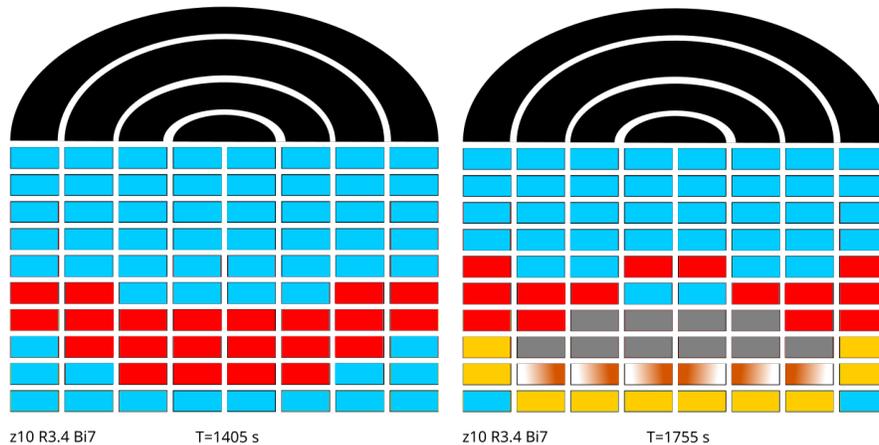


Figura 8. Radio equivalente de piscina en el núcleo y altura de la cama de escombros al fondo de la vasija.

Podemos ver la evolución del deterioro del núcleo en los tiempos en los que caen pedazos grandes del núcleo, así como en los tiempos previos [5] al colapso del radio equivalente. Estas degradaciones se ven en la Figura 9 para la simulación z10 Bi7.



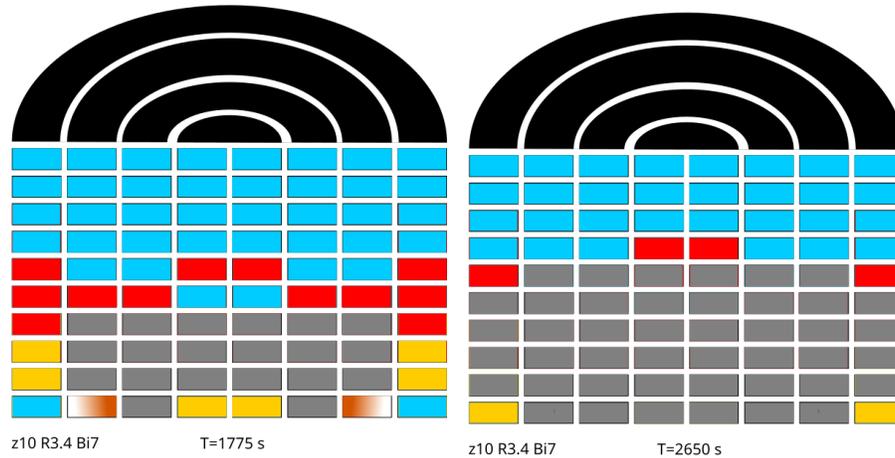


Figura 9. Mapas de degradación del núcleo a los tiempos de caídas grandes de escombros.

5. CONCLUSIONES

Al analizar todas las simulaciones en las distintas versiones del código y con los distintos modelos de planta podemos apreciar en primera instancia el comportamiento distintivo del código ASYST-3.5, ya que se alcanza un estado estacionario con una potencia 100 MWth menor, lo cual debe de ser considerado en la simulación de cualquier otro transitorio que no implique un *SCRAM* de inicio. La otra opción es revisar y corregir el modelo de reactividad en tal código, para que su potencia se la nominal buscada.

Otra diferencia causada principalmente por las versiones del código es la generación de hidrógeno. Adicionalmente, la versión RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 muestra resultados que no tienen sentido físico respecto de la potencia generada por oxidación, al momento de caer al fondo de la vasija, como puede verse claramente en la Figura 5, el cual es el responsable del paro en las simulaciones lo que dificulta a el avance de los modelos de 13 nodos. Tal problema fue corregido en versiones posteriores.

Respecto a las diferencias por el número de nodos, se aprecia que la liberación de productos de fisión es mayor en los modelos de 13 nodos, que pese a tener el mismo número de canales de combustible, se genera mayor masa.

El modelo de 10 nodos es una herramienta que entrega resultados importantes para realizar el análisis de accidentes severos en BWR enfocados al núcleo y a la vasija de presión. Al ser un modelo simplificado permite que los tiempos de simulación sean más cortos que los modelos de planta completos, permitiendo realizar simulaciones de mayor duración. Por lo que la falta de detalles en algunas variables se ve compensada por la posibilidad de generar más simulaciones.

AGRADECIMIENTOS

Los estudiantes participantes en este trabajo agradecen, el apoyo del CONACyT mediante el Programa de Becas de Maestría y Doctorado, al Departamento de Sistemas Nucleares del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares por la cooperación y suministro de modelos de planta de los códigos RELAP/SCDAPSIM y ASYST, a través del proyecto **CA-102 Cálculo de dosis dentro del sitio de una central nucleoelectrónica BWR durante un accidente grave**, y a la ESFM-IPN por el apoyo para facilitar asesores externos en su programa de Maestría en Ciencias Fisicomatemáticas.

REFERENCIAS

1. Lahey R. T., Moody F. J., *The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor*, American Nuclear Society, La Grange Park, Estados Unidos (1993).
2. Ishikawa M. *A study of the Fukushima Daiichi nuclear accident process*. Springer, Tokio, Japón (2014).
3. Allison C. M., Hohorst. J. K. “Role of RELAP/SCDAPSIM in nuclear safety” *International Topical Meeting on Safety of Nuclear Installations*, Dubrovnik, Croacia (2008)
4. Ortiz-Villafuerte J. Viais-Juaréz J. Castillo-Durán R., “Impact of water addition on hydrogen generation during different stages of a BWR severe accident” *Proceedings of the PHYSOR*, Cancun, México p.1449-1454 (2018).
5. Ortiz-Villafuerte J., Viais-Juárez J., Araiza-Martínez E., Amador-García R. “BWR MARK II LOCA DBA Severe Accident Simulation with RELAP/SCDAPSIM” *Technical Meeting on the Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors* p. 170-183 Viena, Austria (2017).

Interfacial Elasticity Coefficient for Nuclear Fuel Pellet (UO₂)

*Javier Centeno Pérez y Gilberto Espinosa-Paredes**

*Área de Ingeniería en Recursos Energéticos,
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
javiercenpez@gmail.com; gepe@xanum.uam.mx*

Abstract

In this work, we present the interfacial elasticity coefficient in nuclear fuel pellet considering the sintered effects. We apply the method of volume averaging to the pore-scale equations. It allows upscaling of the governing equations from the porous scale at the pellet scale, to define average variables and effective coefficients. The closure problems, that consist of boundary-value problems are solved in representative geometries. The results obtained from the interfacial coefficients as a function of porosity and pressure are analyzed in this work.

1. INTRODUCCIÓN

The development of mathematical models made possible the description of physical phenomena in the fuel pins. These phenomena include thermo-elasticity of fuel, fission, and thermal-induced creep, swelling of the gaseous and solid fission products, hot pressing, and sintering together with the migration of manufacturing porosity [1, 2]. The importance of mechanistic models for fuel performance modeling, is presented in [3]. Developing a mechanistic understanding of the fuel microstructure and properties, that ultimately govern the fuel performance during reactor operation, is an essential part of the fuel qualification effort.

A multiscale approach was developed to explore the effect of evolving microstructural thermal conductivity and elastic constants on nuclear fuel performance, doing a multiscale modeling approach [4]. Conceptually, the pellet can be seen as a porous media considering the volume of fuel particles and gas between these particles; thus, the thermomechanical and thermal properties can be a function of each phase volume fraction.

A comprehensive mathematical model able to account for the fuel's thermomechanical performance is complex due to the microstructure and the heterogeneous distribution of material properties. Conceptually, the pellet can be seen as a porous media considering the volume of fuel particles and gas between these particles; thus, the thermomechanical and thermal properties can be a function of interfacial effects. Therefore, the properties include the information of each phase. In this work, we analyze the microstructure of the fuel pellet with sintered effects, which constitute a heterogeneous material with two phases: gas and solid.

2. MULTIPLE SPATIAL SCALES

Figure 1 depicts the multiple spatial scales, where the reactor, core, assembly, rod, and fuel pellet constitute the characteristic scales. The microstructure presented for illustrative purposes only, is obtained from [5], where micrographs of fractured surfaces were obtained via scanning electron microscopy (SEM) in the high burn-up structure of a fuel.

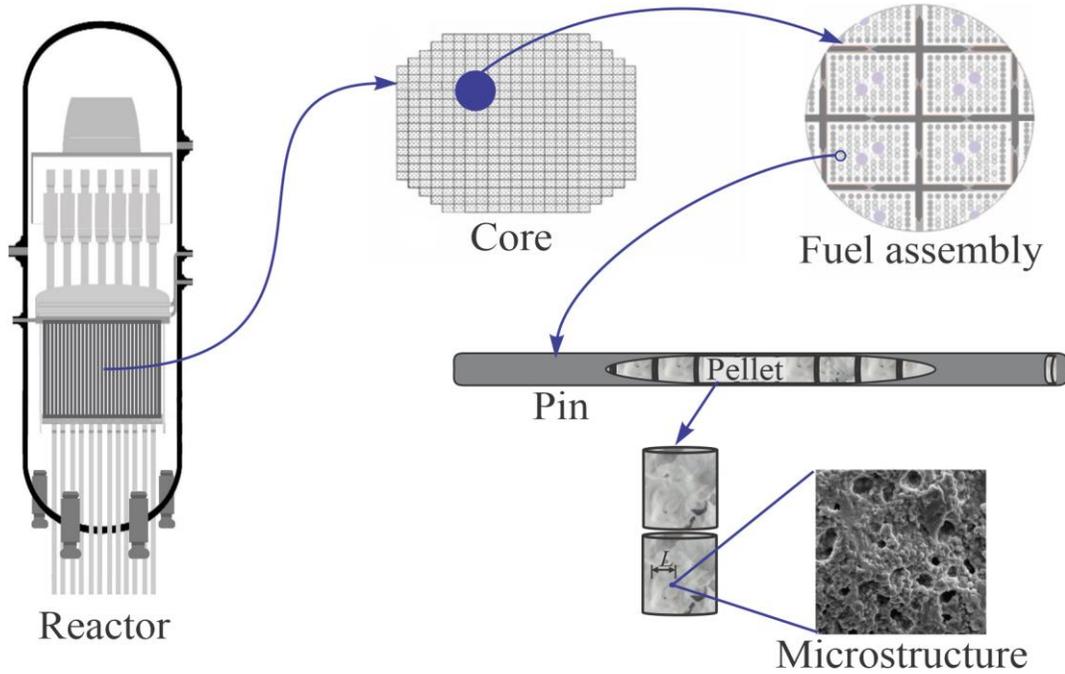


Figure 1. Reactor-scale to the microstructure-scale of fuel pellets [5].

2.1 Local-Instantaneous Equations

The local and instantaneous equation for deformation of the *solid-phase* in terms of the *displacement vector* \mathbf{u}_s , along its initial conditions (I.C.) and boundary conditions (B.C.) are:

$$\rho_s \frac{\partial^2 \mathbf{u}_s}{\partial t^2} = -\nabla \cdot (E_1 \nabla \mathbf{u}_s + E_2 \mathbf{I} \nabla \cdot \mathbf{u}_s) + \mathbf{m}_s(\mathbf{r}, t) \quad (1)$$

$$\text{I.C. 1} \quad \frac{\partial \mathbf{u}_s}{\partial t} = 0 \quad \text{at} \quad t = 0 \quad (2)$$

$$\text{I.C. 2} \quad \mathbf{u}_s = 0 \quad \text{at} \quad t = 0 \quad (3)$$

$$\text{B.C. 1} \quad -\mathbf{n}_{sg} \cdot (E_1 \nabla \mathbf{u}_s + E_2 \mathbf{I} \nabla \cdot \mathbf{u}_s) = a P_g \mathbf{u}_s \quad \text{at} \quad A_{sg} \quad (4)$$

$$\text{B.C. 2} \quad \mathbf{n}_{gs} \cdot \boldsymbol{\sigma}_g = \mathbf{n}_{sg} \cdot \boldsymbol{\sigma}_s \quad \text{at} \quad A_{sg} \quad (5)$$

In these equations ρ is the density, \mathbf{I} the identity tensor, and $E_1 = \mu$ and $E_2 = \mu + \lambda$ are defined in terms of the Lamé's coefficients (μ and λ), and $\boldsymbol{\sigma}$ is the stress tensor for a given phase (subscript $s = \text{solid}, g = \text{gas}$). Furthermore, $\mathbf{m}_s(\mathbf{r}, t)$ are external effects.

2.2 Upscaled Governing Equation

The theoretical development to upscale the *displacement* equation inside the s – phase is obtained with the volume averaging method [6]:

$$\begin{aligned} \rho_s \frac{\partial^2 \langle \mathbf{u}_s \rangle^s}{\partial t^2} = -\nabla \cdot \left[E_1 \left(\nabla \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \frac{\varepsilon_s^{-1}}{V} \int_{A_{sg}} \tilde{\mathbf{u}}_s \mathbf{n}_{sg} dA \right) \right] \\ -\nabla \cdot \left[E_2 \left(\mathbf{I} \nabla \cdot \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \frac{\varepsilon_s^{-1}}{V} \int_{A_{sg}} \mathbf{I} \tilde{\mathbf{u}}_s \cdot \mathbf{n}_{sg} dA \right) \right] + \varepsilon_s^{-1} a^2 P_g \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} a P_g \tilde{\mathbf{u}}_s dA + \langle \mathbf{m}_s(\mathbf{r}, t) \rangle^s \end{aligned} \quad (6)$$

where ε_s is the volume fraction of solid, $\tilde{\mathbf{u}}_s$ is the spatial deviations, and the following definitions were introduced:

Intrinsic average

$$\langle \mathbf{u}_s \rangle^s = \frac{1}{V_s} \int_{V_s} \mathbf{u}_s dV \quad (7)$$

Interfacial area density

$$a = \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} dA \quad (8)$$

The upscaled model has a greater number of unknown variables ($\langle \mathbf{u}_s \rangle^s$ and $\tilde{\mathbf{u}}_s$) than the local equations, so it requires additional definitions for $\tilde{\mathbf{u}}_s$ to achieve the closed form. Applying the definition of deviations from the spatial deviations [6]: $\tilde{\mathbf{u}}_s = \mathbf{u} + \langle \mathbf{u}_s \rangle^s$, we obtained the following boundary-value problem

$$\nabla \cdot [E_1 (\nabla \tilde{\mathbf{u}}_s) + E_2 (\mathbf{I} \nabla \cdot \tilde{\mathbf{u}}_s)] = -\varepsilon_s^{-1} a^2 P_g \langle \mathbf{u}_s \rangle^s \quad (9)$$

$$\begin{aligned} \text{B.C.1} \quad & -\mathbf{n}_{sg} \cdot (E_1 \nabla \tilde{\mathbf{u}}_s + E_2 \mathbf{I} \nabla \cdot \tilde{\mathbf{u}}_s) + a P_g \tilde{\mathbf{u}}_s \\ & = \mathbf{n}_{sg} \cdot (E_1 \nabla \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + E_2 \mathbf{I} \nabla \cdot \langle \mathbf{u}_s \rangle^s) + a P_g \langle \mathbf{u}_s \rangle^s \quad \text{at} \quad A_{sg} \end{aligned} \quad (10)$$

$$\text{B.C.2} \quad \mathbf{n}_{sg} \cdot \tilde{\mathbf{u}}_s = \mathbf{n}_{gs} \cdot \boldsymbol{\sigma}_g - \mathbf{n}_{sg} \cdot \langle \mathbf{u}_s \rangle^s \quad \text{at} \quad A_{sg} \quad (11)$$

The boundary-value problem presents a linear nature and contains macroscopic source associated with the average quantities $\langle \mathbf{u}_s \rangle^s$, i.e., the average terms act as constant due to the length-scale constraints within the validity domain for $\tilde{\mathbf{u}}_s$. Thereby, the *formal solutions* for $\tilde{\mathbf{u}}_s$ can be written as:

$$\tilde{\mathbf{u}}_s = \mathbf{b}_{1s} \cdot \nabla \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \mathbf{b}_{2s} \nabla \cdot \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + S \langle \mathbf{u}_s \rangle^s \quad (12)$$

where the variables \mathbf{b}_{1s} , \mathbf{b}_{2s} and S are named *closure variables*.

Substituting Eq. (12) into Eq. (6), leads to

$$\begin{aligned} \rho_s \frac{\partial^2 \langle \mathbf{u}_s \rangle^s}{\partial t^2} = & -\nabla \cdot \left[\mathbf{E}_1 \cdot \nabla \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \mathbf{E}_2 \nabla \cdot \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \mathbf{s} \langle \mathbf{u}_s \rangle^s \right] \\ & + \varepsilon_s^{-1} a^2 P_g \langle \mathbf{u}_s \rangle^s + \langle \mathbf{m}_s(\mathbf{r}, t) \rangle^s \end{aligned} \quad (13)$$

where the tensorial upscaled elasticity modulus \mathbf{E}_1 , \mathbf{E}_2 and the vector \mathbf{s} are given by:

$$\mathbf{E}_1 = \frac{E_s}{2(1+\nu)} \left(\varepsilon_s \mathbf{I} + \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} \mathbf{n}_{sg} \mathbf{b}_{1s} dA + \frac{1}{(1-2\nu)} \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} \mathbf{I} \mathbf{n}_{sg} \cdot \mathbf{b}_{1s} dA \right) \quad (14)$$

$$\mathbf{E}_2 = \frac{E_s}{2(1+\nu)} \left(\frac{\varepsilon_s \mathbf{I}}{(1-2\nu)} + \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} \mathbf{n}_{sg} \mathbf{b}_{2s} dA + \frac{1}{(1-2\nu)} \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} \mathbf{I} \mathbf{n}_{sg} \cdot \mathbf{b}_{2s} dA \right) \quad (15)$$

$$\mathbf{s} = \frac{E_s}{2(1+\nu)} \left(\frac{1}{V} \int_{A_{sg}} S \mathbf{n}_{sg} dA + \frac{1}{(1-2\nu)} \frac{1}{V} \int_{A_{sg}} S \mathbf{I} \cdot \mathbf{n}_{sg} dA \right) \quad (16)$$

3. CLOSURE VARIABLES

The numerical estimation of the closure variables \mathbf{b}_{1s} , \mathbf{b}_{2s} , S is done by solving the closure problems that are obtained from following boundary-value problem defined by Eqs. (9)-(12). The closure variables are numerically computed in geometrical domains defined previously. In this work, we use representative geometries, called unit cells. The unit cell model is designed considering the mass and spatial distribution of the elements that make up the fuel pellet, which

are the UO₂ grains and the pores that remain between the fuel grains. At the microscopic scale, the distribution of the components is not uniform, and the virtual model (Figure 2) approximates the real conditions.

The grid mesh are 40,000 domain elements for the symmetric cell, and asymmetric cell, as is illustrated in Figure 2. This numbers of domain elements yield consistent solutions under tolerable computational resources.

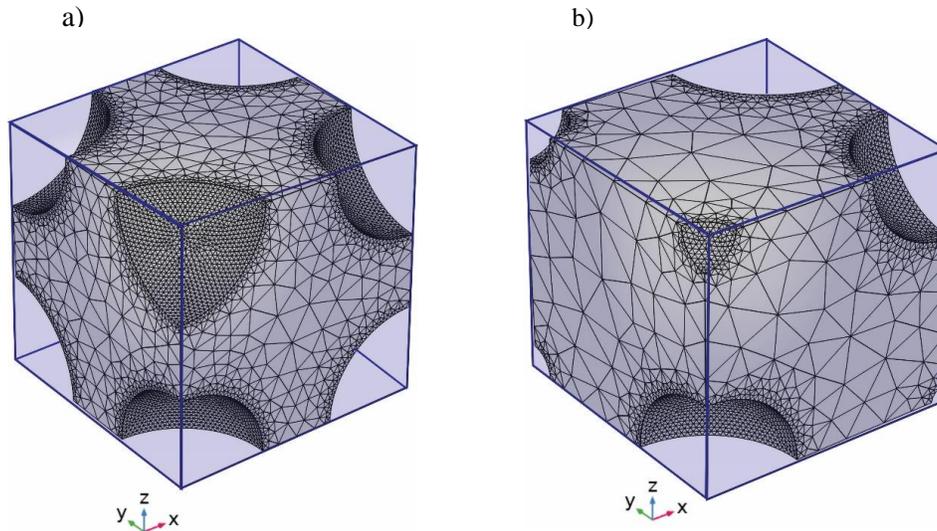


Figure 2. Computational unit cell: 40,000 domain elements. (a) symmetric unit cell, (b) asymmetric unit cell.

The Euclidian norm of closure variables $\|\mathbf{b}_{1s}\|$ and $\|\mathbf{b}_{2s}\|$ for each porosity are presented in Figures 3 and 4, respectively. In general, it can be observed that $\|\mathbf{b}_{1s}\|$ and $\|\mathbf{b}_{2s}\|$ are more intense in the pores and less intense in the solid. In the symmetric cell, the solution fields are symmetrical, the numerical value of the variable is the same at the top and bottom of the cell, indicating a uniform field. For the asymmetrical cell, the values of the variables are different in each corner. Then, the intensity of the fields is a function of the porosity and the type of cell.

The field of the scalar closure variable S is shown in Figure 5. Unlike the previous closure variables, S presents a non-uniform field in the boundary between the pores and the solid phase, this result is the same for all cells. It also shows a strong value at boundaries.

Given the tensor nature of the effective coefficients, the xx -, yy -, zz - components are analyzed as function of pore pressure P_g and the volume fraction of the solid phase ε_s . As demonstrated in this section, these variables are crucial in the mechanical behavior of nuclear fuels. The pore pressure undergoes drastic changes with the fuel temperature, burning of fuel, and the accumulation of gaseous fission fragments inside the pore [7].

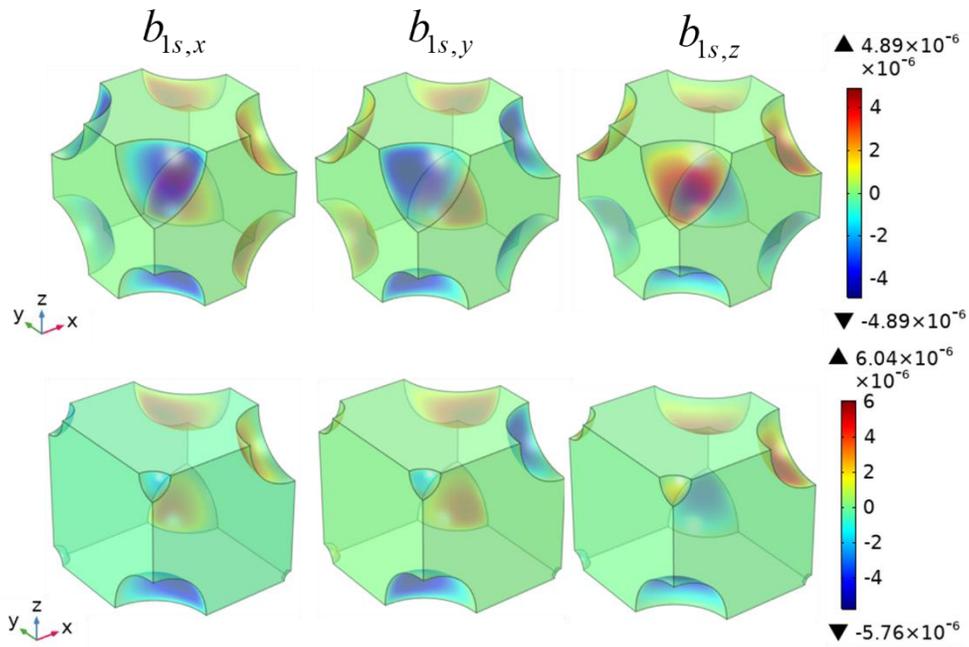


Figure 3. Closure variable fields for $\|\mathbf{b}_{1s}\|$.

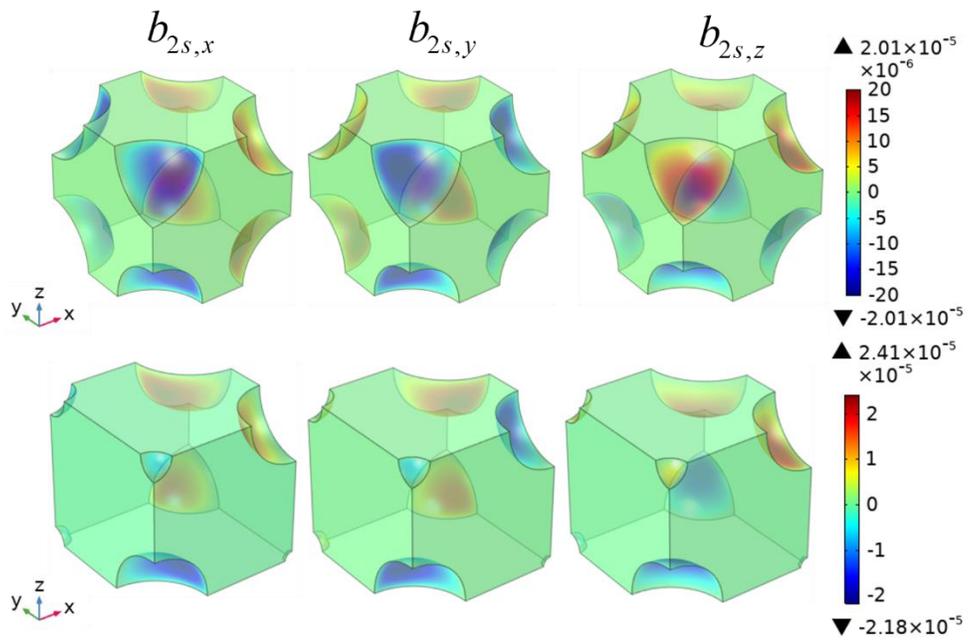


Figura 4. Closure variable fields for $\|\mathbf{b}_{2s}\|$

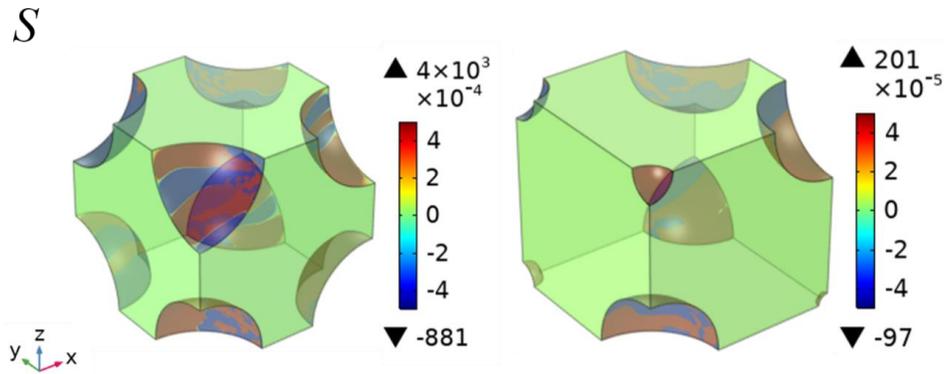


Figure 5. Closure variable fields for S (1/m)

3.1 Interfacial Elasticity Coefficient

Given the tensor nature of the effective coefficients, the xx -, yy -, zz - components are analyzed as function of pore pressure P_g and the volume fraction of the solid phase ε_s . The components xx , yy , zz of the upscaled effective coefficient of elasticity modulus \mathbf{E}_1 / E_s and \mathbf{E}_2 / E_s are presented in Figure 6. The x , y , z components of the interfacial coefficient of elasticity $\mathbf{s} / E_s a P_g$ are presented in Figure 7.

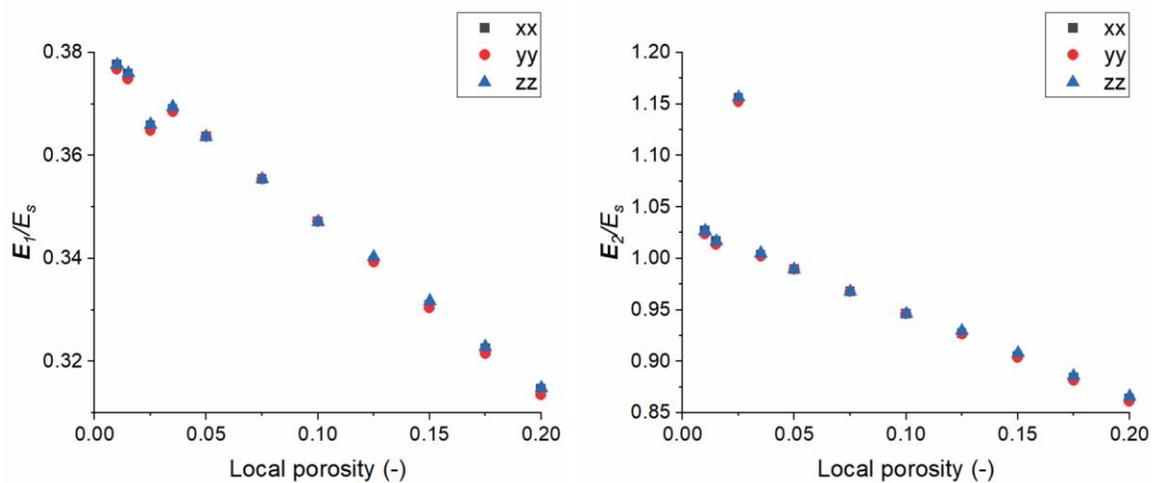


Figure 6. Components of \mathbf{E}_1 / E_s and \mathbf{E}_2 / E_s as a function of porosity

In the asymmetric cell case, the upscaled coefficients take different values for each coordinate due to the spatial distribution of porous media and the field of closure variables. The main differences are in the order of thousandth, except for porosities of 0.175 and 0.2 of the yy component of \mathbf{E}_2 / E_s where the differences are in the order of hundredths.

This closure variable appears in both integral terms of Eq. (16) that represent the interfacial effects between gas and solid phases. At the boundaries of the cell, the variable S presents irregularity, this is, along with the variations of the unit normal vector \mathbf{n} in terms of the curvature of interfaces, confers non-regular predictions of the components of the effective coefficient \mathbf{s} . For example, for the porosity of 0.125 ($\varepsilon_s = 0.875$) and the symmetric case, the y-component presents the larger curvature, while in the asymmetric cell, the maximum curvature takes place in the x -direction. For each value of ε_s , the interpretation can be drawn analogously. Such phenomenon can be elucidated from the definition of S , Eq. (16), where the integral terms contain the unit normal vectors \mathbf{n}_{sg} , and these vectors obtain maximum values according to the axis coordinate.

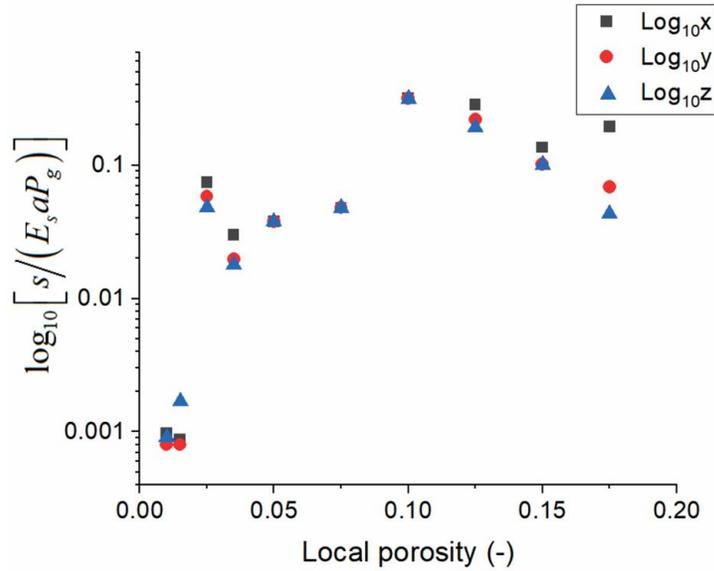


Figure 7. Interfacial elasticity coefficient $s / (E_s aP_g)$ as a function of the porosity

4. VALIDATION

Once obtained the values of Young’s modulus for different porosities and pressures, it is important to have a comparison with other works to validate the results and the upscaled mechanical model. In Figure 8, the values of Young’s modulus obtained in this study are shown. It is possible to observe that the tendency for all pressures is the same, as the porosity increases the value of Young’s modulus decreases. The effective Young’s modulus obtained in this work are compared with the results of experimental data, TRANSURANUS simulations, and MATPRO results [8, 9]. Our results are closer to those from TRANSURANUS simulation for 0 GWd/tHW and MATPRO, where, these cases do not consider burn-up, which is consistent with our theoretical numerical development.

In comparison with the experimental data, the behavior between 0.035 and 0.15 of porosity is similar and the upscaled values present the same order of magnitude. For example, the upscaled

model at 3MPa is closer than the experimental data. On the other hand, for values closer to 0.15 of porosity, the upscaled model at 4MPa adjusts well to the experimental data.

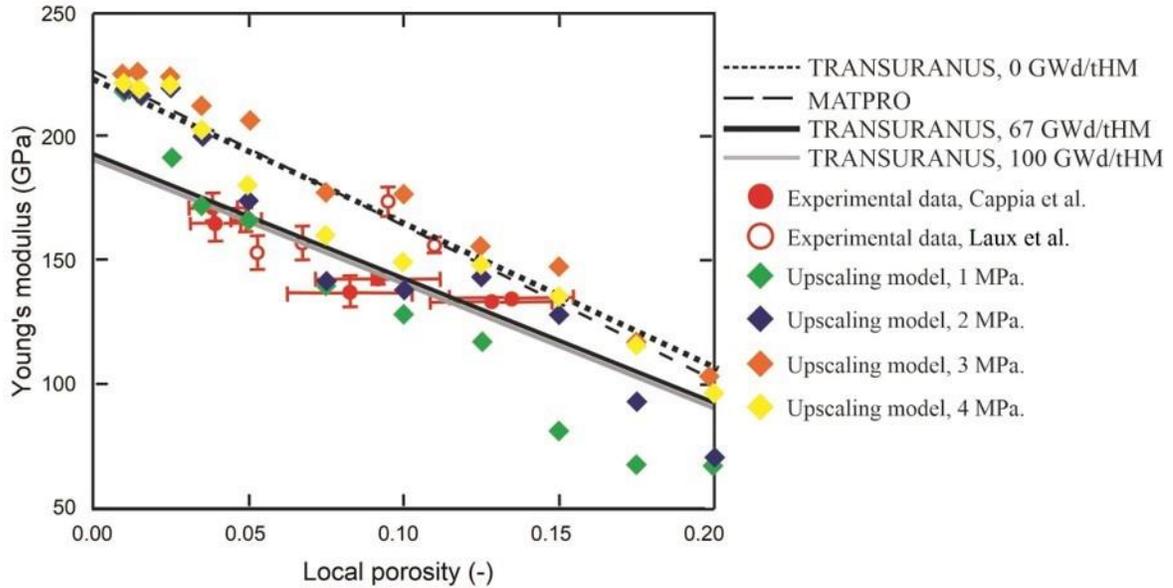


Figure 7. Comparison Young's modulus upscaled

4. CONCLUSIONES

In this work, we report the interfacial elasticity coefficient for mechanical deformation of nuclear fuel pellets considering the sintered effects. The upscaled procedure yield: the interfacial elasticity moduli E_1 and E_2 , and the interfacial elasticity vector s . We analyzed two different geometries: Asymmetric cell and Symmetric cell where the interfacial elasticity coefficient were computed in terms of the solid volume fraction and the gas pressure. We found that the upscaled coefficients present a weak dependency on the pressure and a moderate increase in terms of the solid volume fraction. The comparison showed that the theoretical-numerical results of the upscaled model present the same behavior and order of magnitude to those previously published.

ACKNOWLEDGMENTS

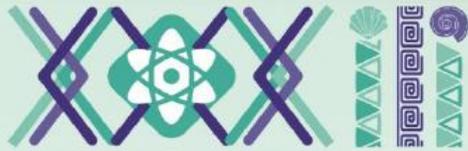
J. Centeno-Pérez acknowledges the financial support from CONACYT during his Ph.D. studies.

REFERENCIAS

1. Olander, D.R., *Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements, TID- 26711-P1*, Technical Information Center - Energy Research and Development Administration,

University of California, Berkeley, (1976).

2. Van Uffelen, P., Li, W., Rossiter, G. and Williamson, R., “A review of fuel performance modelling”, *Journal of Nuclear Materials*, **516**, p. 373-412, (2019).
3. Tonks, M. R., Andersson, D., Phillpot, S. R., Zhang, Y., Williamson, R., Stanek, C. R., Uberuaga, B. P., Hayes, S. L., “Mechanistic materials modeling for nuclear fuel performance”, *Annals of Nuclear Energy*, **105**, p. 11-24, (2017).
4. Hales, J. D., Tonks, M. R., Chockalingam, K., Perez, D. M., Novascone, S. R., Spencer, B. W., Williamson, R. L., “Asymptotic expansion homogenization for multiscale nuclear fuel analysis” *Computational Materials Science*, **99**, p. 290-297, (2015).
5. Centeno-Pérez, J., Aguilar-Madera, C. G., Espinosa-Paredes, G., Herrera-Hernández, E. C., & Pérez-Valseca, A. D., “Upscaled elasticity modulus for nuclear fuel pellet (UO₂) with porosity effects”, *Journal of Nuclear Materials*, **568**, 153875, (2022).
6. Whitaker S., *The Method of Volume Averaging*. Kluwer Academic Publishers. London (1999).
7. Rest, J., Cooper, M. W. D., Spino, J., Turnbull, J. A., Van Uffelen, P., Walker, C. T., “Fission gas release from UO₂ nuclear fuel: a review”, *Journal of Nuclear Materials*, **513**, p. 310-345, (2019).
8. Cappia F., Pizzocri D., Marchetti M., Schubert A., Van Uffelen P., Luzzi L., Papaioannou D., Macian-Juan R., Rondinella V.V., “Microhardness and Young's modulus of high burn-up UO₂ fuel”, *Journal of Nuclear Materials*, **479**, p. 447-454, (2016).
9. Laux, D., Baron, D., Despaux, G., A.J. Kellerbauer, Kinoshita, M, “Determination of high burn-up nuclear fuel elastic properties with acoustic microscopy”, *Journal of Nuclear Materials*, **420**, p. 94-100, (2012).



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica VI

Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas

Política Pública Eléctrica con Visión de Género

Ambar Gissel Robles Núñez
Comisión Federal de Electricidad
Dirección
ambar.robles@cfe.mx.

Resumen

El presente artículo tiene como objetivo mostrar que el aumento de la capacidad instalada eléctrica proveniente del uso de materiales radiactivos puede disminuir las injusticias sociales y el deterioro ambiental. Tal y como pretende ser una política pública, una herramienta socialmente disponible para promover principios éticos para atender una necesidad de la población.

El portafolio energético mexicano se respalda, principalmente, del uso de combustibles fósiles y construcción de presas. La explotación de estos componentes de los ecosistemas ha roto con las estructuras sociales que dan identidad a los ecosistemas y viceversa. La usencia de identidad de ambas naturalezas ha puesto de manifiesto los efectos del modelo económico sobre la conservación del medio ambiente.

Desde la Conferencia sobre Medio Ambiente y Desarrollo de 1992 se hizo un llamado mundial a establecer un consenso para el equilibrio entre crecimiento económico, equidad social y protección ambiental.

Desde la 4ª Conferencia Mundial de las Mujeres celebrada en Beijing [1995] se ha insistido en asegurar que las mujeres no tienen el mismo acceso oportunidades de desarrollo y de reducción de la pobreza que los hombres.

Muchas mujeres gastan su tiempo en acarrear agua, reduciendo incluso sus opciones de inserción educativa; no cuentan con energía y tecnología para el procesamiento de alimentos; se enferman por el uso de energías tradicionales para cocinar; su tiempo se ve reducido por no contar con acceso a energía y tecnología que facilite el desarrollo de ciertas actividades.

El modelo capitalista insta al agotamiento de los ecosistemas para el aumento del Producto Interno Bruto, lo cual, ha provocado el aumento del Producto Interno Neto Ecológico conforme aumenta la generación contaminantes.

El aumento de los Gases de Efecto Invernadero, es la consecuencia de patrones de consumismo que demandan el incremento del servicio eléctrico para satisfacer las crecientes necesidades generadas por el mercado. La generación de estos gases se debe esencialmente a la quema de combustibles fósiles que, en conjunto con la pérdida de cobertura forestal y la pérdida de cuerpos de aguas naturales, provocan el fenómeno conocido como Cambio Climático.

1. INTRODUCCIÓN

La elaboración de políticas públicas juega un papel importante en la conservación y restauración de los ecosistemas de México, puesto que en ellas se definen problemas y diseñan soluciones que aquejan al ámbito ambiental y por consecuencia la calidad de vida de los seres humanos. Las políticas públicas permiten la asignación de recursos humanos y económicos, así como la creación de instituciones que den soporte a la vigilancia del cumplimiento y evaluación de la eficacia en la implementación.

El 12 de junio de 2019, se publicó en el Diario Oficial de la Federación (DOF) el Plan Nacional de Desarrollo (PND) 2019- 2024 del cual, se desprende el punto II. Política Social. Donde el gobierno de México se compromete a impulsar el desarrollo sostenible, que según el gobierno es este un factor indispensable del bienestar. Por ello, el Ejecutivo Federal considerará en toda circunstancia los impactos que tendrán sus políticas y programas en el tejido social, ecología y en los horizontes políticos y económicos del país. Además, se guiará por una idea de desarrollo que subsane las injusticias sociales e impulse el crecimiento económico sin provocar afectaciones a la convivencia pacífica, a los lazos de solidaridad, a la diversidad cultural ni al entorno. [DOF, 2019].

La visión de la presente administración, plasmada en los documentos rectores del sector energía, traza el camino para fortalecer el crecimiento económico y el desarrollo social del país, mejorando las condiciones de vida de los ciudadanos, en particular de los más necesitados.

Las políticas públicas, tiene como propósito fundamental que el sector de la energía sirva como palanca para el desarrollo del País y que a la par incorpore a todos los mexicanos en los beneficios que derivan del acceso y consumo de energía. Por lo anterior, este trabajo tiene como objeto presentar bajo la visión de política pública la participación de la energía nuclear en el sector eléctrico, destacando los aspectos económicos, sociales (desigualdad- género), ambientales y políticos para su uso y de esta forma fortalecer los argumentos frente a otro tipo de generación eléctrica en México.

2. ANTECEDENTES Y PROBLEMÁTICA

2.1. Deterioro Ambiental

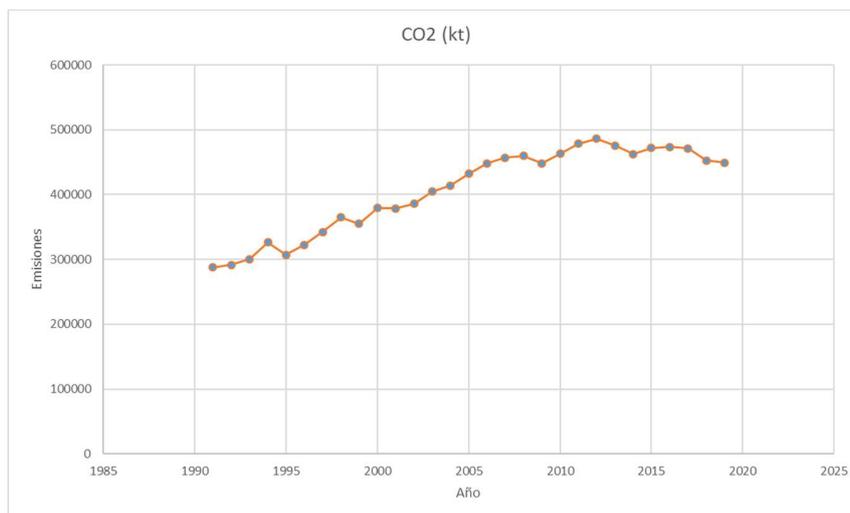
Existen múltiples factores que se pueden señalar como responsables del deterioro ambiental de los ecosistemas que conforman la ecosfera, sin embargo, la estrecha relación entre el actual modelo económico y la ampliación de las brechas sociales entre diferentes grupos, han provocado distintos fenómenos ambientales y climáticos, a causa de la sobre explotación de los elementos naturales de la biosfera; efectos como la desertificación y el aumento de la temperatura global.

No es posible resolver el deterioro ambiental, sin resolver los problemas sociales.

2.2. Economía y Explotación Del Medio Ambiente

Cifras del Banco Mundial [BM] muestran que México emitió en el 2019 un total de 449,269.989

miles de toneladas CO₂ (Figura 1), equivalentes a 3.6 toneladas métricas per cápita, por encima del promedio de los países de América Latina y el Caribe (2.7), y por debajo del promedio a nivel mundial (4.9).



[BIRF- AIF, 2022]

Figura 1. Emisiones de CO₂ [kt]- México

Por su parte, el INEGI, publicó los costos totales por Agotamiento y Degradación Ambiental (CTADA) en 2020 ascendieron a 1,066,856 millones de pesos corrientes, es decir, el 4.6% del Producto Interno Bruto (PIB) nacional a precios de mercado.

El Producto Interno Neto Ajustado Ambientalmente (PINE) es el indicador que muestra el impacto ambiental ocasionado por la producción de bienes y servicios, que se obtiene al deducir del PIB a precios de mercado los costos por el consumo de capital fijo y los costos imputados por el agotamiento de los recursos naturales y por la degradación ambiental. Durante el periodo de 2003 a 2020 el PINE ha representado en promedio 78.7% del PIB del País, a precios de mercado, siendo 2007 el año en que registró el mayor porcentaje con 80.2% y 2020 el menor con 75.7 %.

Tabla I. Composición de los Costos Totales por Agotamiento y Degradación Ambiental (CTADA), año 2020

Concepto	CADA [millones de pesos corriente]	% respecto al PIB nacional
CTADA	1,066,853	4.6
Costos por agotamiento	156,887.6	0.7
Hidrocarburos	61,312.2	0.3
Recursos forestales	37,070.3	0.2

Agua subterránea	58,505.1	0.2
Costos por degradación	909,965.3	3.9
Degradación del suelo	163,807.4	0.7
Residuos urbanos	87,019.3	0.4
Contaminación del agua	47,903.3	0.2
Emisiones al aire	611,235.3	2.6

[INEGI, Cuentas económicas y ecológicas de México 2020, 2021]

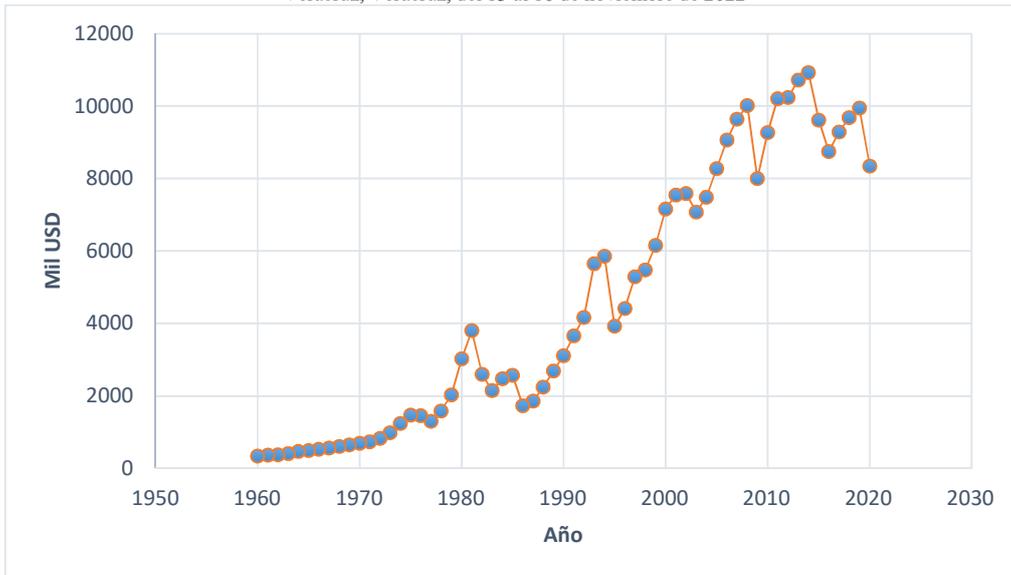
Para poner en contexto la información anterior; el derrame petrolero de 2010 de la Deep Horizon al sur de la Estados Unidos de Norte América, afectando la costa de este Lousina, Florida, Veracruz y la isla de Cuba. Se estima que el derrame fue entre 1.8 y 3 millones de litros crudo por día. Impactando los sistemas de manglares, humedales y la pesca ribereña.

Brithis Petrolum (BP) señalada como la responsable del derrame, señaló que sus gastos se han multiplicado por 5 respecto a lo calculado inicialmente y que actualmente emplea 32 mdd (millones de dólares diarios). La compañía desembolso hasta el 14 de mayo de 2010 440 mdd, el 31 de mayo del mismo año BP, afirmó que la limpieza hasta entonces le ha costado 9000 mdd. [Veracruz, 2010].

Considerando que en:

- 1979. 529 millones de litros, aproximadamente, se filtraron durante nueve meses tras la explosión de un pozo petrolero en la bahía de Campeche, frente a la costa de México.
- 1983. 302, aproximadamente, millones de litros se derramaron en el Golfo de México durante varios meses después de que un buque se estrellara con una plataforma de perforación.

Solo por mencionar algunos accidentes en el sector energético, la cantidad otorgada a las cuentas ecológicas no son suficientes ni equilibras para la restauración de los ecosistemas perturbados por su explotación, ni tampoco en relación con los beneficios económicos (Grafica 3) que genera el agotamiento y deterioro de los recursos naturales.



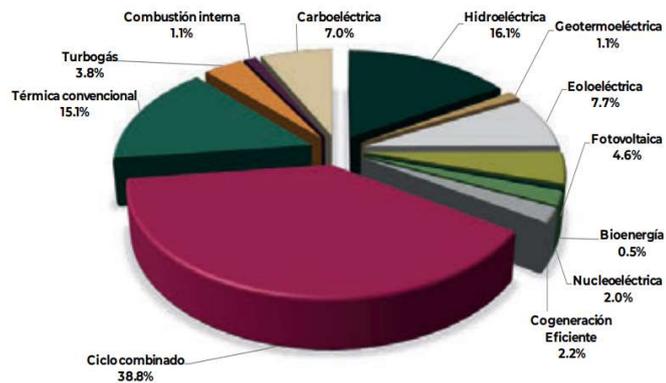
[Data Commons, 2022]

Figura 2. Producto Interno Bruto per cápita en México

2.3. Energía y Degradación Ambiental

Las centrales carboeléctricas es una de las fuentes principales de contaminación en el mundo, en México este tipo de generación representa el 7 % y el 15.1% de centrales térmicas convencionales (Figura 3).

La generación de calor y electricidad es el subsector responsable de la mayor parte de las emisiones (15.6 GtCO₂eq en 2018, o el 31.9% de las emisiones totales de GEI). [SIE, 2021]



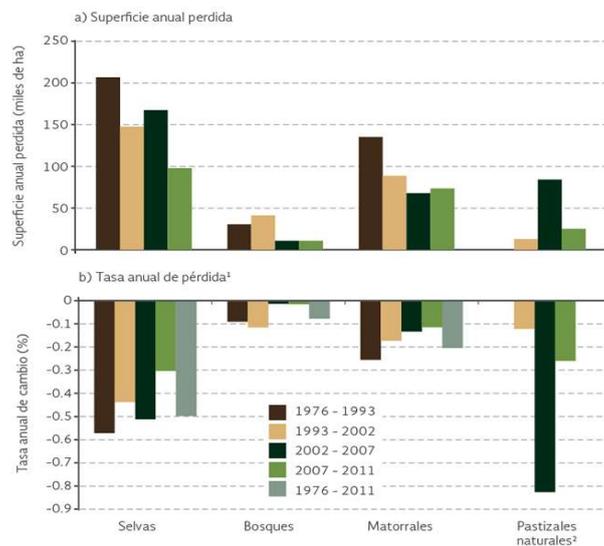
[SENER, 2021]

Figura 3. Capacidad instalada por tipo de tecnología al 31 de diciembre de 2019

2.3.1. Pérdida de suelos por cambio el cambio de usos de suelos forestales.

México debido a diferentes fenómenos sociales y económicos ha sufrido de un proceso sostenido de degradación y pérdida de sus ecosistemas terrestres. Una proporción muy importante de su territorio se ha transformado en campos agrícolas, pastizales inducidos y zonas urbanas. Los ecosistemas que aún persisten muestran, en mayor o menor medida, signos de alteración.

De toda la historia de la humanidad, han sido los últimos 50 años donde los seres humanos han transformado los ecosistemas del mundo más rápida y extensamente. En el periodo comprendido entre la década de los setenta y el año 1993¹, se perdieron alrededor de 7.9 millones de hectáreas de vegetación natural (equivalente al 5.4% de la superficie remanente en 1993), a una tasa promedio de 460 mil hectáreas por año. Del total de la superficie transformada, 3.5 millones de hectáreas correspondieron a selvas (que cambiaron a una tasa promedio de 206 mil ha anuales), 537 mil bosques (32 mil ha por año) y 2.3 millones de matorrales (135 mil ha anuales), Figura 4a. De estos ecosistemas, las selvas fueron las que más sufrieron con mayor velocidad la transformación de su superficie (alrededor de 0.57% anual), seguidas por los matorrales (0.26%) y los bosques [0.09%] Figura 4b.



[SEMARNAT, 2022]

Figura 4. Degradación de la vegetación y tasa anual de degradación de selvas, bosques, matorrales y pastizales en México, 1976- 2011

2.3.2. Calentamiento Global y Cambio Climático

La atmósfera es un factor clave para el desarrollo y el mantenimiento de la vida en la Tierra. Cumple funciones esenciales tales como filtrar la radiación ultravioleta (UV) proveniente del sol y

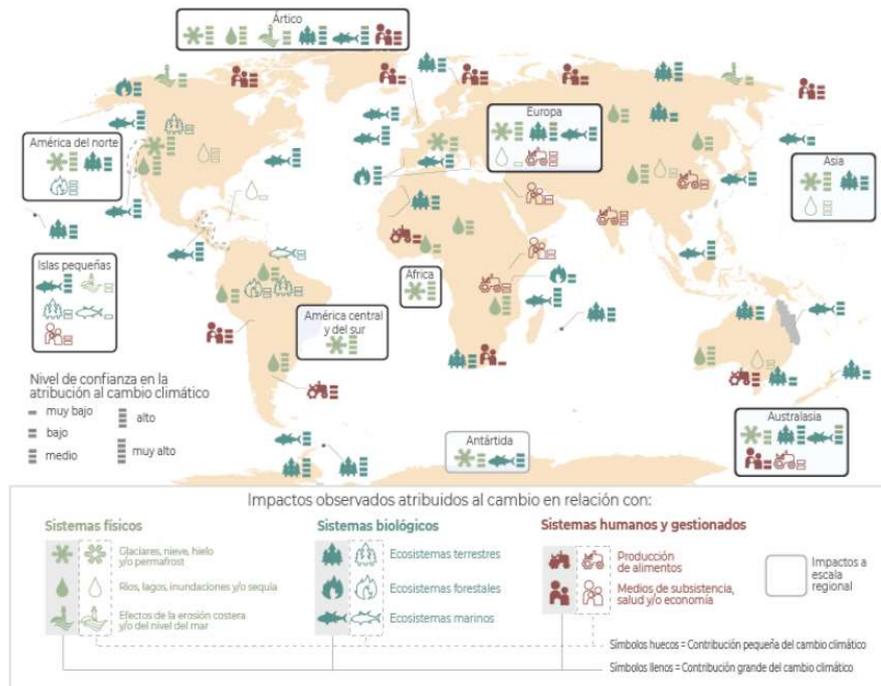
¹ Las tasas de cambio de los pastizales para el periodo 1976- 1993 y 1976- 2011 no se pueden calcular debido a la degradación que muestra esta vegetación para el año 1976 en la fuente original.

regular el clima, tanto por el movimiento de las masas de aire frío y caliente sobre los océanos y las masas continentales, como por su efecto en las corrientes oceánicas y en el transporte del vapor de agua que cae luego como precipitación en los. A lo anterior hay que agregar que actúa también como reservorio de elementos químicos que circulan en la biosfera, en los llamados “ciclos biogeoquímicos”, y que necesariamente pasan por una fase gaseosa, como son los casos del carbono y el nitrógeno.

Muchos de los residuos de las actividades humanas se liberan a la atmósfera en forma de gases y pueden permanecer suspendidos en ella unos pocos días [como en el caso del material particulado y el carbono negro], por décadas [como los clorofluorocarbonos] o incluso siglos, tal como ocurre con algunos GEI [el CO₂, por ejemplo]. Aunque algunos contaminantes pueden degradarse en la atmósfera, depositarse en el suelo o en los océanos, o integrarse en los ciclos biogeoquímicos, sus emisiones crecientes han sido la causa de algunos de los problemas ambientales más importantes que enfrentamos en la actualidad: la degradación de la capa de ozono estratosférico, el cambio climático y el deterioro de la calidad del aire en las zonas urbanas. La contaminación atmosférica es de vital importancia porque incide negativamente en la salud de la población, y de la biodiversidad en general, por lo que su efecto puede verse reflejado en la disminución en la calidad de vida, reducir la productividad y tener impactos no deseados en la economía.

Las huellas de la extracción y del uso de los recursos naturales del planeta necesarios para la producción de los bienes y servicios que consume la sociedad humana se observan no solo en la pérdida y la degradación de los ecosistemas terrestres, dulceacuícolas y marinos, sino también en la atmósfera. El cambio climático es una consecuencia de ello. Sus efectos globales no sólo se restringen al ambiente, también alcanzan las esferas económica, social y política y, sin duda, serán determinantes para el desarrollo económico y social de nuestro país y del mundo en el futuro.

En la Figura 5 se presenta un resumen de los principales impactos a nivel global identificados por el Grupo Intergubernamental sobre Cambio Climático [IPCC] en los sistemas físicos, biológicos y humanos; en las siguientes secciones se abordarán con detalle algunos de ellos, así como las principales evidencias de su presencia.



[SEMARNAT a. , 2022]

Figura 5. Resumen de los impactos globales del cambio climático

Muchas regiones del planeta registran alteraciones en el ciclo hidrológico como resultado de cambios en los patrones de precipitación, temperatura y en los balances de los depósitos de hielos de glaciares y otros mantos. La extensión de los glaciares sigue disminuyendo en diversas regiones del mundo. El incremento de la temperatura también ha provocado el deshielo de los suelos congelados [el permafrost] en latitudes altas y zonas elevadas, lo que además de liberar a la atmósfera grandes cantidades del metano que retenían, también afecta negativamente a la vegetación que crece en ellos.

La biodiversidad también ha sido afectada por el cambio climático, esto debido a que el clima tiene una relevancia determinante en la distribución de las especies. Los cambios en el clima y la ocurrencia de eventos extremos pueden conducir a la reducción e incluso la pérdida de las poblaciones de numerosas especies. [IPCC, 2013; Pecl *et al.*, 2017].

2.4. Sociedad y Energía.

Existen varias aristas desde donde se pueden mitigar los impactos negativos sobre el ambiente, comúnmente se hace desde el tipo de tecnología, sin embargo, pocos se han detenido a relacionar los temas de injusticia social con los impactos ambientales.

Los sociólogos se han cuestionado si son los ecosistemas quienes dan identidad a las diversas naturalezas sociales o son estas naturalezas las que dan identidad. La respuesta es más compleja que la que se plantea en este artículo, pero esta es: ambas se dan identidad.

Es claro al ver a las comunidades amazónicas camufladas entre la inmensa selva, pero también ver los manchones mejor conservados de las amazonas a los asentamientos de estas comunidades.

Ahora, cómo se relaciona la sociedad y la energía. El modelo económico actual, ha establecido patrones de consumo y estándares de calidad de vida que exigen la explotación de los elementos bióticos (especies de flora y fauna) y abióticos (suelo, aire, agua) para que a través de estos se genere electricidad.

Para extraer y/o aprovechar estos elementos naturales se han despojado a comunidades completas para, por ejemplo, inundar sus localidades y construir centrales hidroeléctricas catalogadas como energías limpias o han condenado, únicamente, a estados completos como Zacatecas al oficio de minería.

Generalmente, la generación eléctrica producida a partir del viento, carbón, agua, sol... etc. no sirven para abastecer a las comunidades de las cuales son extraídos o instaladas las centrales eléctricas, sino que a través del Sistema Eléctrico Nacional (SEN) es distribuida a las ciudades más grandes del País y a los estados con mayor industria instalada. Esto deja de manifiesto la vulnerabilidad que es capaz de generar el servicio eléctrico porque además de restringir el uso de los elementos naturales de forma local, en muchos casos las localidades son responsables de producir su propia electricidad.

La explotación de minas, la degradación de suelos por cambios de usos de suelos forestales, y el aumento de la temperatura global han ocasionado que diferentes localidades, casi todas en condiciones de pobreza, estén en una condición de vulnerabilidad por deslaves, inundaciones y ciclones tropicales. De acuerdo con la Ley General de Cambio Climático la vulnerabilidad se define como “el grado en que los sistemas pueden verse afectados adversamente por el cambio climático, dependiendo de si éstos son capaces o incapaces de afrontar los impactos negativos del cambio climático, incluyendo la variabilidad climática y los eventos extremos”. La vulnerabilidad no solo depende de las condiciones climáticas adversas, sino también de la capacidad de la sociedad de anticiparse, enfrentar, resistir y recuperarse de un determinado impacto. [IPCC, 2017].

Cabe resaltar en este punto del artículo, que por lo hasta aquí expuesto son las localidades vulnerables a los efectos del cambio climático, las que tienen actividades económicas menos productivas, desde el punto de vista del modelo económico neoliberal y que esto la rezaga de las oportunidades de acceso a la educación, salud, cultura, servicios públicos y que históricamente han sido desalojados de sus tierras para “aumentar” su valor económico en el mercado. Una vez que han agotado y desgastado las tierras de estas localidades las abandonan heredándoles la vulnerabilidad climática de la que antes se habló.

A continuación, se hace un acercamiento a la composición social de estas localidades donde se describirá la violencia de género asociada a los proyectos eléctricos.

2.4.1. Violencia de Género y Energía

Alrededor de 3,500 millones de personas viven en países ricos en petróleo, gas y minerales; sin embargo, estos recursos han sido a menudo una fuente de conflicto. Muchos de los 81 países más

ricos en biodiversidad sufren de pobreza, corrupción y conflicto como resultado de una gobernanza débil, lo que obstaculiza las oportunidades para el desarrollo sostenible. Los países que pueden estar en busca de ganancias rápidas a menudo hacen inversiones mal administradas que no logran el desarrollo que prometen, y en su lugar conducen a un aumento de la pobreza, la violencia y el conflicto social, profundizando desigualdades económicas, sociales y de género. Para ejemplo, las industrias extractivas y los gobiernos a menudo ven tierras que contienen importantes yacimientos de minerales, petróleo y gas como fuente de inversión extranjera e ingresos, pasando por alto los derechos de los pueblos indígenas y locales a dimensiones ambientales, sociales y culturales de la tierra y los recursos. En muchos casos, los pueblos indígenas y las comunidades locales habitan estos territorios y dependen en gran medida de sus tierras y recursos naturales para su supervivencia cultural, siendo uno de los más afectados por estos proyectos.

Dado que las industrias extractivas a menudo dependen de una división del trabajo por género, los cambios diferenciados por género en las comunidades refuerzan las desigualdades de género que respaldan los aumentos en Violencia de Pareja (IPV). Si bien los hombres a menudo aumentan sus ingresos provenientes del uso de la tierra y otros trabajos, por ejemplo; las mujeres pueden verse afectadas negativamente con una mayor carga de trabajo en el hogar si su acceso al agua, alimentos y las fuentes de combustible son escasas o no existen. La posible pérdida de tierras, medios de subsistencia basados en recursos naturales y falta de oportunidades de empleo directo de las mujeres puede erosionar su autonomía económica y seguridad. Las industrias extractivas pueden limitar el empoderamiento económico de las mujeres en todas las regiones, particularmente aquellos que dependen de los recursos naturales, haciéndolos más financieramente dependiente de su pareja, lo que puede aumentar el estrés y la tensión en el hogar, y resultar en tasas más altas de violencia doméstica.

La Violencia Basada en el Género, puede verse exacerbada en proyectos de infraestructura a gran escala debido a la rápida urbanización y crecimiento de la población en el área circundante, a menudo con infraestructura insuficiente e insegura, causado mayor estrés por factores socioculturales. El Banco Mundial identifica “el riesgo de violencia basada en género vinculado a la migración de trabajadores y la construcción de caminos y ambientes de trabajo insensibles al género que desalientan el empleo de las mujeres empleo” como algunos de los proyectos de la infraestructura eléctrica a gran escala.

Existen múltiples formas por las que las mujeres son discriminadas en la industria eléctrica como pueden ser: la edad, identificación indígena, defensora del ambiente, portación de uniformes, fuerza y habilidades para realizar ciertas actividades identificadas como masculinas. (Castañeda Camey, 2020)

Finalmente, se resalta la cantidad de agravantes sexuales que puede generar un tipo tecnología, que desde su uso en México se considera la energía limpia por excelencia: la hidroeléctrica (prostitución, violencia, secuestro, feminicidios y casamiento forzado).

3. PARTICIPACIÓN DE LA ENERGÍA NUCLEAR

Durante sexenios se ha propuesto que la planeación energética del País se haga a través de políticas públicas y no en planes y programas sexenales, para dar continuidad a los resultados en cada uno

de los sectores públicos.

La generación de electricidad por ser parte del sector energético, es un eje de seguridad nacional por lo que se debe planear su desarrollo en la dimensión: ambiental, social, política y económica. Es decir, que además de planear la expansión de un tipo de tecnología se deben considerar las fuentes de origen de los combustibles y si estas fuentes al ser explotadas afectan a poblaciones. Posteriormente, analizar la calidad ambiental y marco jurídico que sustente una política pública para el sector energético.

Dicho lo anterior, se propone a la nucleoelectricidad como una tecnología capaz de cubrir la demanda creciente del servicio eléctrico a partir de una fuente limpia de combustible, disminuyendo los efectos del cambio climático, aportando a la mitigación de GEI que provocan la pérdida de biodiversidad y el aumento de la temperatura global.

Los MW producidos por una central nuclear suman a la energía base del portafolio energético nacional, por lo cual puede garantizar la entrega de suministro a los diferentes sectores económicos, permitiendo a estos hacer las proyecciones de crecimiento.

Existe un marco jurídico ambiental, de seguridad y social que justifica el aumento de la generación eléctrica a partir de la fisión nuclear.

Desde el punto de vista social la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV) ha permitido el crecimiento de poblaciones de tipo rural cercanas, al punto que algunas han alcanzado el título de ciudades cuando, antes de la construcción de la redujeron, eran considerados sólo “poblados de paso” rumbo a ciudades.

En estos “poblados de paso” generalmente habitados con mayor cantidad de mujeres y menores de edad, debido a la migración de hombres en busca de oportunidades, ha provocado el aumento de la violencia de género y/o promovido el oficio de prostitución y en algunos la desaparición forzada de mujeres, más comúnmente en estados fronterizos.

Es urgente que como sociedad y como gobierno se eliminen los estereotipos de género y una manera concreta de hacerlo son las acciones en materia de igualdad sustantiva, eliminación de la discriminación y prevención de las violencias contra las mujeres con compromisos como el de promover que más mujeres trabajen en la industria eléctrica mexicana, pero también que más mujeres asciendan a los más altos niveles de responsabilidad; además de favorecer su incorporación en las áreas de ciencias, tecnología, ingeniería y matemáticas. [Gasman, 2022]

4. CONCLUSIONES

Las políticas públicas del sector energético deben considerar la dimensión ambiental, social, política, económica y jurídica.

Las políticas públicas en este sector afectarían la oferta de educación a nivel nacional promoviendo la profesionalización de las mujeres en los temas del uso de energía nuclear.

El aumento de la participación energética de la nucleoelectricidad en el sector eléctrico mexicano puede generar nuevos empleos con perspectiva de género, disminución de los GEI, disminución de la violencia económica contra las mujeres, aumento de la edad en que se reproducen las mujeres, aumento de los indicadores de los trabajos remunerados en los que participa la mujer, disminución del PINE para mitigar los efectos del cambio climático y la satisfacción de la demanda creciente del servicio eléctrico en los 3 principales sectores económicos.

La perspectiva de género puede ayudar a reducir la pobreza y apoyar los medios de subsistencia tanto de hombres como de mujeres.

El acceso a medios modernos de energía puede ayudar a las mujeres a su autonomía económica.

La generación eléctrica a partir de la fisión nuclear influencia positivamente la equidad de género (*WiN woman in nuclear*) y por lo tanto a la conservación del ambiente biológico.

La generación eléctrica en México proviene el 65.8% de combustibles fósiles, generando 106,336.324 CO₂, 119.227 de CH₄ y 257.973 de N₂O (emisiones de gases de efecto invernadero Gg de CO_{2e}).

Los menores de edad y mujeres embarazadas son más susceptibles, que los hombres a desarrollar enfermedades respiratorias a causa de la quema de combustibles fósiles.

La quema de combustibles fósiles mata cada año alrededor de 4 millones y medio de personas, y cuesta unos 2,9 billones de dólares (3,3% del PIB mundial).

Una de cada cinco muertes en el mundo se debió a la contaminación causada por emisiones de plantas generadoras, fábricas y vehículos, entre otras fuentes.

Mientras no se resuelvan las injusticias sociales no se podrá detener el deterioro ambiental. El sector eléctrico puede contribuir en la disminución de los impactos ambientales y a la creación de oportunidades para las mujeres desde el punto de vista de capacitación, profesionalización y empleo de ellas. Además, el aumento de la nucleoelectricidad prescribe la disminución de las minas de carbón y extracción de petróleo disminuyendo los derrumbes, inundaciones, es decir, algunos de los efectos adversos del cambio climático.

La CFE ha sido pionera en incorporar la perspectiva de género en proyectos de electrificación, considerando a las mujeres como agentes clave en la toma de decisiones, operación y mantenimiento de nuevas tecnologías.

AGRADECIMIENTOS

A la Gerencia de Protección Ambiental adjunta a la Dirección Corporativa de Ingeniería y Proyectos de Infraestructura de la Comisión Federal de Electricidad, por facilitarme los recursos financieros para participar en el congreso.

A la Sociedad Nuclear Mexicana por la invitación a participar.

A todas las mujeres y niñas que me inspiraran a considerar la visión de género en las políticas públicas energéticas.

REFERENCIAS

1. Castañeda Camey, I. (2020). *Gender- based violence and enviroment linkages: The violence of inequality*. IUCN, Gland, Switzerland.
2. DOF, D. O. [12 de 07 de 2019]. *Secretaría de Gobernación*. Obtenido de https://www.dof.gob.mx/nota_detalle.php?codigo=5565599&fecha=12/07/2019#gsc.tab=0
3. BIRF- AIF, B. M. [25 de 08 de 2022]. *Banco Mundial- Datos*. Obtenido de <https://datos.bancomundial.org/indicador/EN.ATM.CO2E.KT?end=2019&locations=MX&start=1990&view=chart>
4. INEGI. [2020]. *México en cifras*. Obtenido de <https://www.inegi.org.mx/app/areasgeograficas/#tabMCcollapse-Indicadores>
5. INEGI. [21 de 12 de 2021]. *Cuentas económicas y ecológicas de México 2020. Comunicado de prensa*, págs. 1-2.
6. INEGI, I. N. [1999]. *Inventario Nacional de Gases y Compuestos de Efecto Invernadero*.
7. Data Commons, P. E. [25 de 08 de 2022]. *Data commons place explorer*. Obtenido de https://datacommons.org/place/country/MEX?utm_medium=explore&mprop=amount&popt=EconomicActivity&cpv=activitySource%2CGrossDomesticProduction&hl=es
8. SIE, S. d. [2021]. *Balance Nacional de Energía*.
9. Secretaría de Finanzas y planeación [06 de 06 de 2010]. *Notas sobre el derrame petrolero en el Golfo de México (Plataforma Deepwater Horizon)*.
10. SENER, S. d. [12 de 10 de 2021]. *Gobierno de México*. Obtenido de [https://base.energia.gob.mx/dgaic/DA/P/SubsecretariaElectricidad/ConjuntosProyectosInversion/SENER_07_ProgramaDesarrolloSistemaElectricoNacional2021-2035\[PRODESEN\].pdf](https://base.energia.gob.mx/dgaic/DA/P/SubsecretariaElectricidad/ConjuntosProyectosInversion/SENER_07_ProgramaDesarrolloSistemaElectricoNacional2021-2035[PRODESEN].pdf)
11. SEMARNAT. [22 de 08 de 2022]. *Ecosistemas terrestres*. Obtenido de <https://apps1.semarnat.gob.mx:8443/dgeia/informe15/tema/cap2.html>
12. SEMARNAT, a. [26 de 08 de 2022]. *Informe del Medio Ambiente*. Obtenido de <https://apps1.semarnat.gob.mx:8443/dgeia/informe18/tema/cap5.html>
13. IPCC, G. I. [2017]. *Informe Especial del IPCC*.
14. Gasman, N. (03 de 10 de 2022). *Convenio de colaboración CFE- INMUJERES*.

El papel de la Energía Nuclear en la lucha contra el Cambio Climático

Valentina Sánchez Pliego

Instituto Tecnológico y de Estudios Superiores de Monterrey
Av. Carlos Lazo 100, Santa Fe, La Loma, Álvaro Obregón, 01389 Ciudad de México, CDMX
vale.sanchez2720@gmail.com

Martín Pérez Díaz

Instituto Tecnológico y de Estudios Superiores de Monterrey
Av. Carlos Lazo 100, Santa Fe, La Loma, Álvaro Obregón, 01389 Ciudad de México, CDMX
martin.perez@tec.mx

Resumen

Los Acuerdos de París establecen como objetivo global el no alcanzar un incremento de temperatura de más de 2.0 °C con referencia a niveles preindustriales para finales de siglo, y para ello, es necesario modificar las fuentes con las que se genera la energía a nivel mundial. Para analizar distintos escenarios para 2100, se utilizó el simulador climático global En-ROADS, desarrollado por el MIT Management Sustainability Initiative, que, con una interfaz intuitiva y fácil de utilizar, permite al usuario modificar distintos parámetros y visualizar sus implicaciones en distintas gráficas. De cada escenario muestra el aumento de temperatura global para 2100, pudiendo agregar impuestos y subsidios a las fuentes de energía, así como otros parámetros relevantes. Se analizó el impacto de agregar impuestos al carbón, al petróleo y al gas natural y disminuir el porcentaje de metano y otros gases, así como subsidios a las energías renovables y a la energía nuclear, y un precio al carbono. Se observó que los parámetros más significativos, y cuya modificación es más sensible en términos climáticos, son el carbón, el metano y el precio del carbono. Es preciso reducir el uso de combustibles fósiles, lo cual se logra en gran medida al establecer un precio al carbono, lo que tiene como consecuencia el incremento de las energías limpias. Aunque por sí mismo el incremento en la energía nuclear no tiene un impacto significativo en el aumento de la temperatura, es imprescindible su crecimiento en cuanto a cantidad de plantas, eficiencia y tecnología, pues es carga base en las redes eléctricas, permitiendo que las energías renovables escalen y puedan sustituir a los combustibles fósiles. El desarrollo de tecnologías nucleares alternas como los reactores de torio, los reactores modulares y la tecnología de fusión tendrán un papel fundamental en el futuro para lograr las metas climáticas, por lo que es cada vez más relevante este tipo de energía en el mix energético de cada país.

1. INTRODUCCIÓN

En la vigésimo primera Conferencia de las Partes (COP21) de la Convención Marco de Naciones Unidas (UNFCCC, por sus siglas en inglés) de diciembre de 2015 se alcanzó el acuerdo de París, en donde se estableció el objetivo de limitar el aumento de la temperatura global de la Tierra a

finales del presente siglo a menos de 2°C con respecto a los niveles preindustriales. (Organización de las Naciones Unidas, 2015).

El Panel Intergubernamental sobre el Cambio Climático (IPCC, por sus siglas en inglés) alerta en su informe especial *SR 1.5 Global warming of 1.5°C*, la necesidad de limitar el incremento de temperatura a 1.5°C, ya que un aumento de 2°C tendría consecuencias directas relacionadas con el aumento del nivel del mar, derretimiento de hielo en los casquetes polares, aumento de precipitaciones, etc. Según este informe del IPCC, la energía nuclear en su ciclo completo de vida tiene unas emisiones medias de 12 g CO₂/kWh, similares a las de la energía eólica e inferiores a las de otras tecnologías renovables. (IPCC, 2018)

En noviembre de 2019, había 449 reactores en operación en el mundo en 31 países. Otros 53 nuevos reactores se encuentran en construcción en 19 países. En 12 estados la energía nuclear suministra más del 25% de sus necesidades eléctricas, alcanzando en algunos de ellos valores superiores al 50%. (IAEA, 2019)

El informe *Nuclear power in a clean energy system* publicado en mayo de 2019 por la Agencia Internacional de la Energía (AIE) señala que el desarrollo de la energía nuclear debería progresar al triple del ritmo al que lo ha venido haciendo hasta ahora.

La AIE señala que para cumplir los objetivos del Acuerdo de París y contener el cambio climático, la potencia nuclear instalada debería incrementarse de manera muy significativa con el objetivo de que el 85% de la electricidad generada a nivel mundial en el horizonte del año 2040 proceda de fuentes no contaminantes. (2019)

Según este informe, "sin una contribución importante de la energía nuclear, la transición energética mundial será mucho más difícil. Junto con las energías renovables, la eficiencia energética y otras tecnologías innovadoras, la energía nuclear puede hacer una contribución significativa para lograr los objetivos de energía sostenible y mejorar la seguridad energética." (AIE, 2019)

En este trabajo se utilizó el simulador climático global En-ROADS, desarrollado por el MIT Management Sustainability Initiative, el cual permite explorar el impacto de aproximadamente 30 políticas, como la electrificación del transporte, el precio del carbón en factores como el aumento del nivel del mar, el aumento de temperatura, la calidad de aire, entre otros, En-ROADS se ejecuta en una computadora ordinaria en un tiempo muy corto, además ofrece una interfaz intuitiva fácil de usar.

2. METODOLOGÍA

Los resultados de los escenarios planteados se obtuvieron por medio del simulador climático global En-ROADS. Este simulador funciona como una calculadora donde se pueden modificar parámetros y obtener distintos resultados de muchos estilos, como las emisiones netas de gases de efecto invernadero, el consumo final de energía, el crecimiento poblacional y de producto interno bruto y las implicaciones financieras, entre otros. Las variaciones en los parámetros reflejan el incremento de temperatura para 2100.

Los parámetros se dividen en 6 secciones: suministro de energía, transporte, edificios e industria, crecimiento, emisiones de uso de suelo e industria y remoción de carbono. Se analizaron los factores más significativos y se plantearon varios escenarios para evaluar el impacto y el crecimiento de la energía nuclear a nivel mundial en lo que queda del siglo.

El simulador presenta mucha información adicional en cada uno de los parámetros, incluyendo las acciones que implicarían los movimientos que se proponen. Esto permite analizar el escenario actual y aplicar medidas que sean factibles y coherentes; hay un límite máximo y mínimo que se permite en cada parámetro y, además, permite modificar los años en los que están vigentes las políticas como subsidios e impuestos.

A continuación, se presenta una imagen del simulador completo:

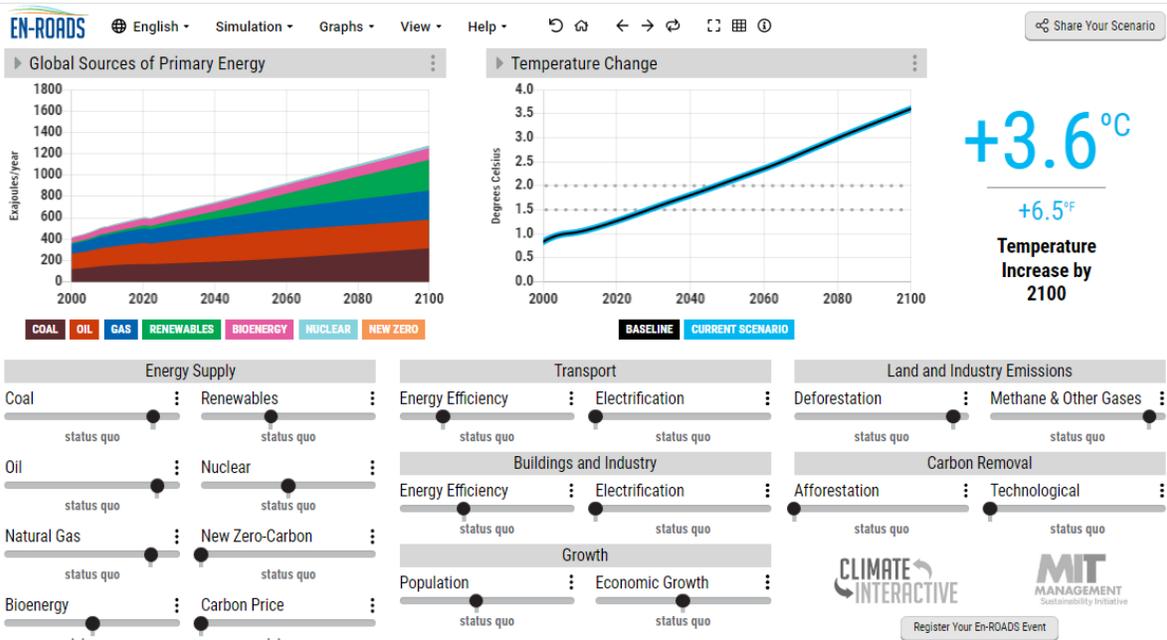


Figura 1. Interfaz del simulador En-ROADS

Al desplegar el menú completo de cada parámetro, el simulador permite revisar distintas gráficas y provee al usuario de una ventana con ejemplos, tablas, consideraciones y referencias. Es sencillo de utilizar y permite analizar y combinar diversas posibilidades. Para este trabajo el foco principal estuvo en el suministro de energía para poder así observar las tendencias de crecimiento de la energía nuclear. Si bien es un software muy potente, respaldado por muchos algoritmos, simplemente se requiere acceso a internet para utilizarlo.

3. RESULTADOS

Considerando un escenario “*business as usual*”, es decir, si continuamos como hasta ahora, sin modificar ningún parámetro en el simulador, el incremento de temperatura global para 2100 es de 3.6 °C. (figura 2):

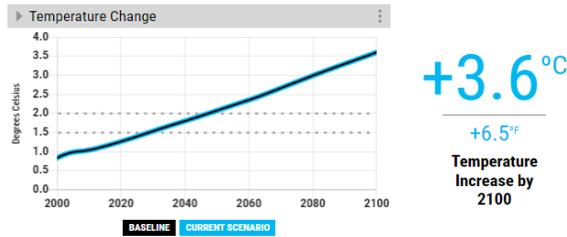


Figura 2. Escenario “business as usual”

Si se aplica un subsidio a la energía nuclear de 0.03 \$/kWh, el incremento de temperatura para 2100 permanece igualmente en 3.6 °C (figura 3):

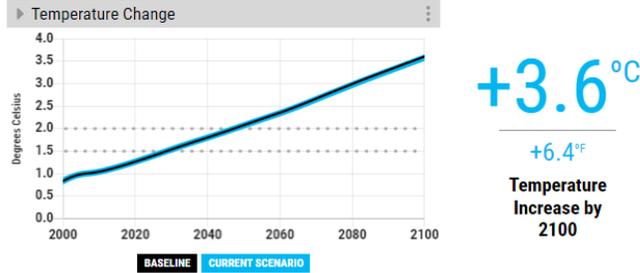


Figura 3. Incremento de temperatura con un subsidio de 0.03 \$/kWh a la energía nuclear

Si se aplica un subsidio a las energías renovables de 0.02 \$/kWh, el incremento de temperatura para 2100 alcanza los 3.5 °C (figura 4):

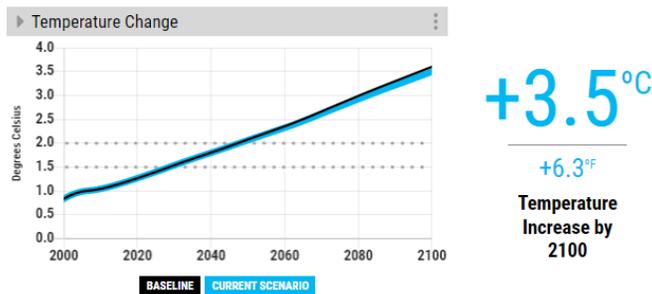


Figura 4. Incremento de temperatura con un subsidio de 0.02 \$/kWh a las energías renovables

Si se combinan los parámetros anteriores (subsidio a la energía nuclear de 0.03 \$/kWh y a las energías renovables en 0.02 \$/kWh), se obtiene un incremento de 3.5 °C (figura 5):

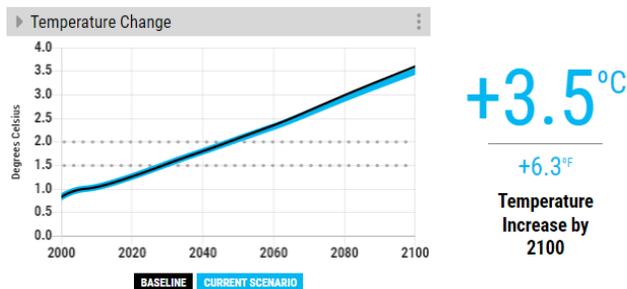


Figura 5. Incremento de temperatura subsidiando las energías nuclear y renovables

Aplicando un precio del carbono de 50 \$/ton CO₂, el incremento de temperatura resulta de 3.2 °C para 2100 (figura 6):

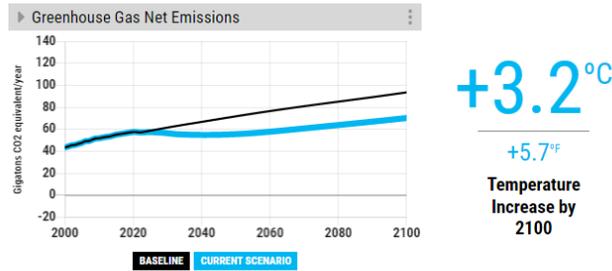


Figura 6. Incremento de temperatura con el precio del carbón en 50 \$/ton CO₂

Disminuyendo el porcentaje de emisión de metano y otros gases en un 45%, se alcanzan 3.4 °C para finales de siglo (figura 7):

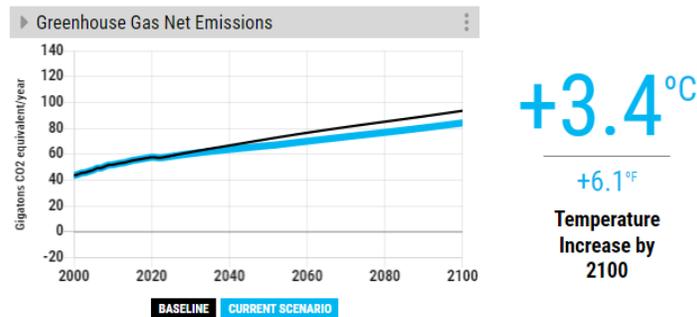


Figura 7. Incremento de temperatura reduciendo en un 45% el metano y otros gases

Los combustibles fósiles están actualmente subsidiados. Si se aplica un impuesto, se puede observar el impacto en cada uno de ellos sin el subsidio. En el caso del petróleo, con un impuesto de 15 \$/boe (figura 8), el incremento de temperatura permanece en 3.6 °C. Para el carbón, con un impuesto de 20 \$/tce (figura 9), el incremento de temperatura alcanza los 3.5 °C. Y para el gas natural (figura 10), con un impuesto de 1.0 \$/Mcf, se mantiene igualmente en 3.6 °C.

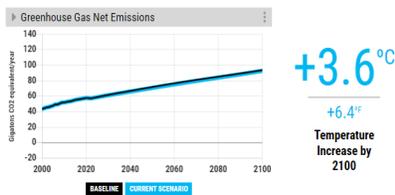


Figura 8. Incremento de temperatura con un impuesto de 15 \$/boe en el petróleo

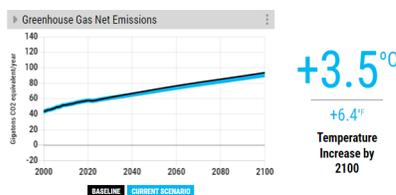


Figura 9. Incremento de temperatura con un impuesto de 20 \$/tce en el carbón

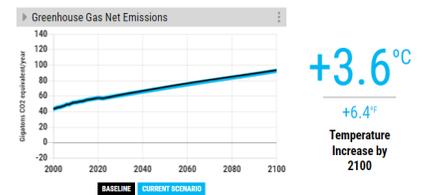


Figura 10. Incremento de temperatura con un impuesto de 1.0 \$/Mcf en el gas natural

Si además de quitar los subsidios, se aplicara un impuesto a los combustibles fósiles de 30 \$/boe en el caso del petróleo (figura 11), 40 \$/tce para el carbón (figura 12) y 3.0 \$/Mcf en el gas natural (figura 13), los tres escenarios indican un incremento de temperatura de 3.5 °C con respecto a niveles preindustriales.

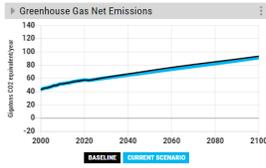


Figura 11. Incremento de temperatura con un impuesto de 30 \$/boe en el petróleo

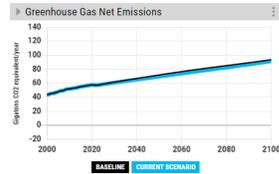


Figura 12. Incremento de temperatura con un impuesto de 40 \$/tce en el carbón

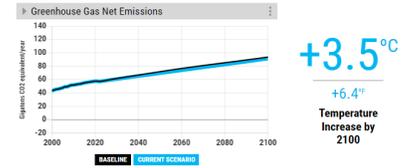


Figura 13. Incremento de temperatura con un impuesto de 3.0 \$/Mcf en el gas natural

Si se combinan los impuestos que implican quitar los subsidios actuales mencionados previamente, se obtiene un incremento de temperatura de 3.5 °C (figura 14).

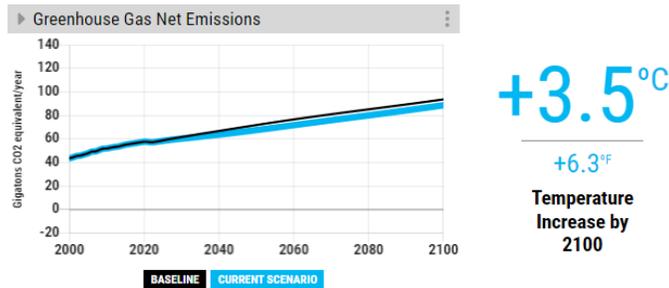


Figura 14. Incremento de temperatura sin subsidios en petróleo, carbón y gas natural

Si se combinan los impuestos propuestos además de la eliminación del subsidio (30 \$/boe en petróleo, 40 \$/tce en carbón y 3.0 \$/Mcf en gas natural), se obtienen 3.4°C de incremento (figura 15).

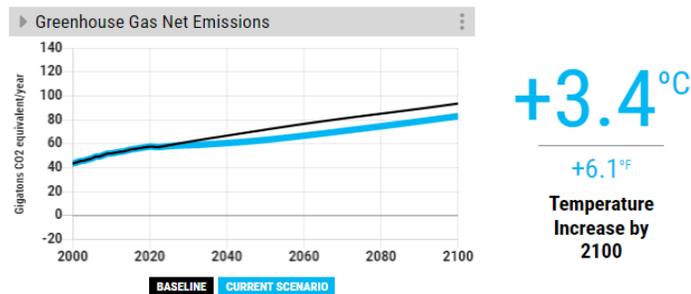


Figura 15. Incremento de temperatura con impuestos en petróleo, carbón y gas natural

Si al escenario anterior (impuesto de 30 \$/boe en petróleo, 40 \$/tce en carbón y 3.0 \$/Mcf en gas natural), se añade el precio del carbono en 50 \$/ton CO₂, se reduce el incremento a 3.0°C (figura 16).

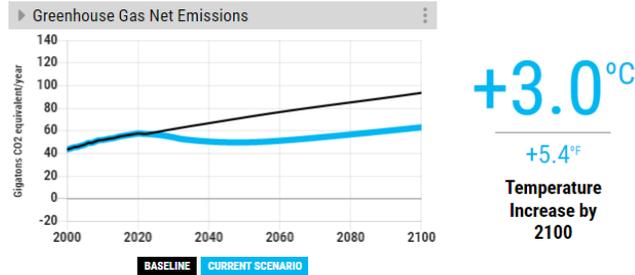


Figura 16. Incremento de temperatura con impuestos en petróleo, carbón y gas natural y con precio del carbono en 50 \$/ton CO₂

Si a lo anterior (impuesto de 30 \$/boe en petróleo, 40 \$/tce en carbón, 3.0 \$/Mcf en gas natural y precio del carbono en 50 \$/ton CO₂) se aumenta el 45% de reducción de metano y otros gases, resulta en un incremento de 2.8 °C. (figura 17)

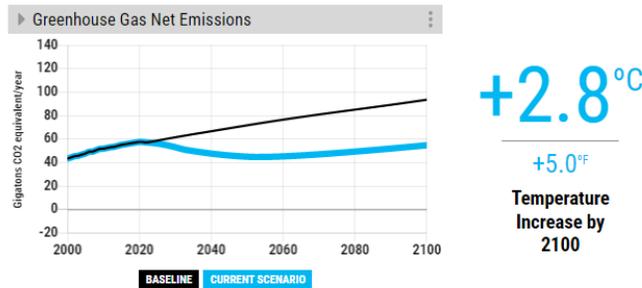


Figura 17. Incremento de temperatura con impuestos en petróleo, carbón y gas natural, con precio del carbono en 50 \$/ton CO₂ y reducción de metano

Aplicando únicamente un subsidio en el límite máximo permitido para la energía nuclear (0.07 \$/kWh), el incremento de temperatura es de 3.5 °C (figura 18):

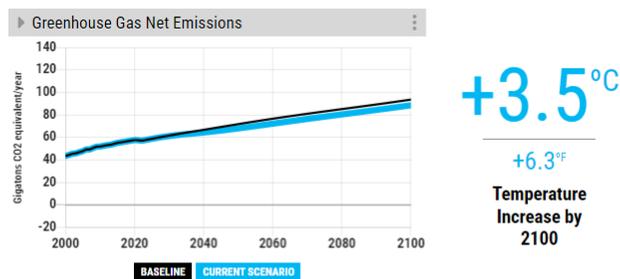


Figura 18. Incremento de temperatura con el subsidio máximo en energía nuclear

Aplicando únicamente un subsidio en el límite máximo permitido para las energías renovables (0.03 \$/kWh), el incremento de temperatura es de 3.4 °C (figura 19):

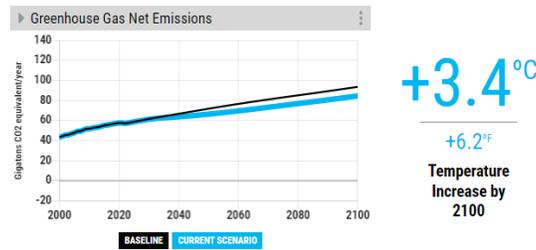


Figura 19. Incremento de temperatura con el subsidio máximo en energías renovables

Si se aplica un impuesto en el límite máximo permitido para el petróleo (100 \$/boe), el incremento de temperatura es de 3.5 °C (figura 20):

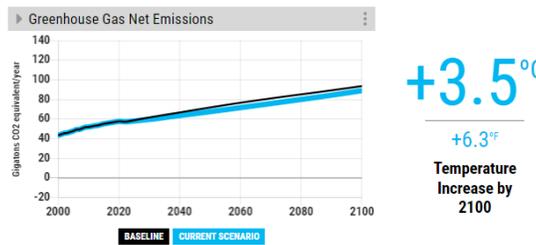


Figura 20. Incremento de temperatura con el impuesto máximo en petróleo

Para el carbón, con el límite máximo permitido de impuesto (110 \$/tce), se obtienen 3.5 °C de incremento (figura 21):

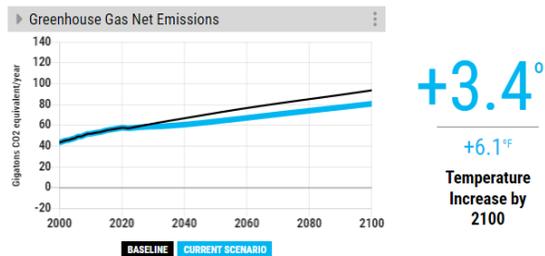


Figura 21. Incremento de temperatura con el impuesto máximo en carbón

En cuanto al gas natural, el límite máximo permitido de impuesto es de 5.0 \$/Mcf, y esto resulta en un incremento de 3.5 °C (figura 22):

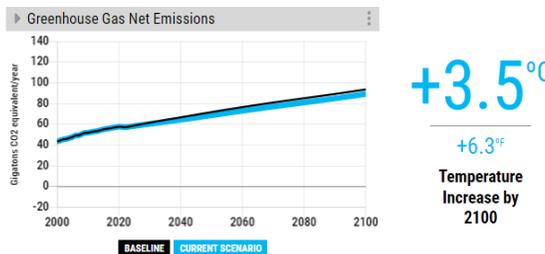


Figura 22. Incremento de temperatura con el impuesto máximo en gas natural

Para el precio del carbono, lo máximo permitido por el simulador es de 250 \$/ton CO₂, que resulta en 2.6°C de incremento (figura 23):

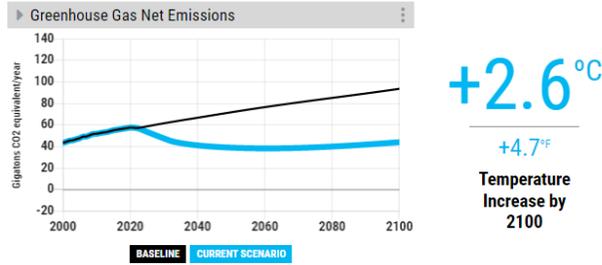


Figura 23. Incremento de temperatura con el impuesto máximo en el precio del carbono

Reduciendo en un 100% el porcentaje de emisión de metano y otros gases, resulta en un incremento de 3.1°C (figura 24):

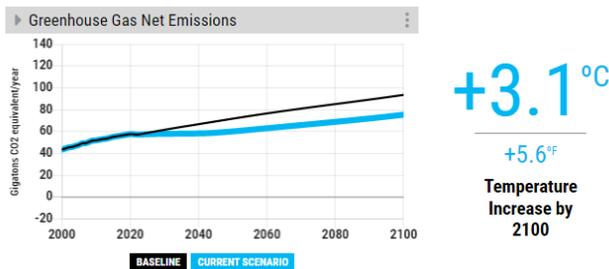


Figura 24. Incremento de temperatura la reducción máxima en metano y otros gases

4. ANÁLISIS DE RESULTADOS

Tras analizar las gráficas anteriores, se puede observar que los factores más influyentes en el aumento de la temperatura global son el carbón, el precio del carbono y el metano y otros gases, como se observa en las figuras 21, 23 y 24, respectivamente.

Con un subsidio razonable para la energía nuclear, como se observa en la figura 3, el aumento de temperatura global para 2100 se mantiene en el mismo nivel (3.6 °C) como en el escenario de “business as usual” (figura 2), que es el punto de referencia. Y al aumentar el subsidio al máximo permitido, como se observa en la figura 18, este número disminuye únicamente en 0.1°C, lo que no es muy representativo.

Al desincentivar el uso de combustibles fósiles, el porcentaje de energías renovables aumenta considerablemente, como se observa en la siguiente figura, obtenida de la gráfica con los parámetros del escenario que se muestra en la figura 17.

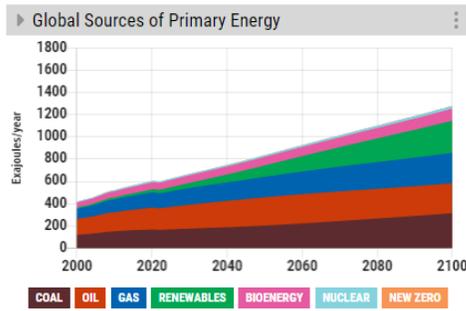


Figura 25. Fuentes de energía primaria global en el escenario “business as usual”

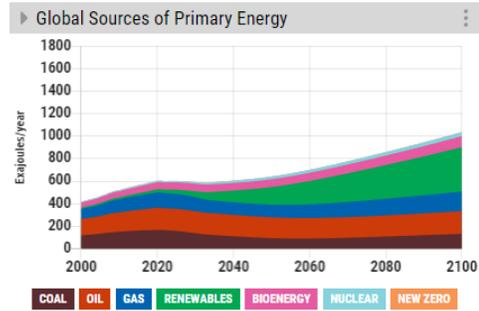


Figura 26. Fuentes de energía primaria global al desincentivar los combustibles fósiles

Reducir el uso de combustibles fósiles requiere sustituir este tipo de fuentes por otras más sustentables. Las gráficas anteriores muestran el aumento en energías renovables y en energía nuclear de un escenario a otro, que serán clave para lograr proveer de energía al planeta al disminuir las energías provenientes de combustibles fósiles.

Queda en evidencia al analizar los resultados que modificar solamente uno o dos parámetros a la vez tiene un resultado mínimo, prácticamente insignificante, en la reducción de la temperatura global, por lo que es necesario combinar varios factores y medidas para lograr una disminución significativa.

4. CONCLUSIONES

Se puede decir que, si se pretenden lograr las metas climáticas propuestas en los Acuerdos de París, es necesario apostar en nuevas tecnologías en energía nuclear, en energías renovables y en almacenamiento, así como en eficiencia energética en todos los sectores. La solución es necesariamente multilateral y multidisciplinaria, pues requiere de la participación de todos los actores involucrados y el compromiso activo de los mismos.

Las previsiones del escenario nuclear presentadas en este trabajo consideran las plantas nucleares como se conocen hoy; sin embargo, la tecnología avanza y los sistemas de generación son cada vez más eficientes. Por otro lado, hay un escenario muy esperanzador en cuanto a nuevas tecnologías nucleares, que incluyen reactores de torio, reactores modulares y tecnología de fusión.

El rol de la energía nuclear es fundamental en los nuevos escenarios energéticos en los que un porcentaje muy importante viene de fuentes renovables, que en su mayoría son intermitentes. Pues, como afirma la Agencia Internacional de Energía Atómica, “la energía nuclear puede considerarse una fuente de energía confiable que puede desempeñar un papel [crucial] en la diversificación del suministro de energía y fomentar un suministro de energía sostenible más resistente.” (2016)

El papel de la energía nuclear como carga base es indispensable para la seguridad energética y la confiabilidad en la red, por lo que tiene un rol crucial en el mix energético de cada región. Aunque por sí mismo el aumento de plantas nucleares convencionales no refleja una disminución

representativa en la temperatura global, sí lo tiene la disminución de los combustibles fósiles; y, en consecuencia, el incremento de las energías renovables. Y por su misma naturaleza, esto demanda un incremento de energía nuclear tanto de tecnología actual como de la futura, para alcanzar el séptimo objetivo de desarrollo sustentable: “energía asequible y no contaminante” para todos (Programa de las Naciones Unidas para el Desarrollo, 2022) y así lograr los objetivos climáticos propuestos desde los Acuerdos de París.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco especialmente al Mtro. Martín Pérez Díaz por todo lo que me enseñó y por su acompañamiento y ayuda en este trabajo.

REFERENCIAS

1. Agencia Internacional de Energía Atómica. “*Nuclear Energy and the Sustainable Development Goals*”. <https://www.nei.org/advantages/sustainable-development> (2016)
2. Agencia Internacional de la Energía (AIE) “*Nuclear power in a clean energy system*”. <https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system> (2019)
3. MIT Management Sustainability Initiative. En-ROADS Climate Interactive. <https://en-roads.climateinteractive.org/scenario.html?v=22.8.0> (2022)
4. Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA) “*Informe anual del OIEA de 2019*”. https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/reports/2019/gc64-3_sp.pdf (2019).
5. Organización de las Naciones Unidas. “*Acuerdo de París*”. https://unfccc.int/sites/default/files/spanish_paris_agreement.pdf (2015)
6. Panel Intergubernamental sobre el Cambio Climático (IPCC) “*SR 1.5 Global warming of 1.5°C*”. <https://www.ipcc.ch/sr15/#:~:text=Under%20emissions%20in%20line%20with,and%20ambition%20of%20mitigation%20after> (2018)
7. Programa de las Naciones Unidas para el Desarrollo. “*¿Qué son los Objetivos de Desarrollo Sostenible?*” [https://www.undp.org/es/sustainable-development-goals#:~:text=Los%20Objetivos%20de%20Desarrollo%20Sostenible%20\(ODS\)%2C%20tambi%C3%A9n%20conocidos%20como,disfruten%20de%20paz%20y%20prosperidad.](https://www.undp.org/es/sustainable-development-goals#:~:text=Los%20Objetivos%20de%20Desarrollo%20Sostenible%20(ODS)%2C%20tambi%C3%A9n%20conocidos%20como,disfruten%20de%20paz%20y%20prosperidad.) (2022)

Aceptación pública de la energía nuclear en México

Jazmín Itzel Martínez Flores y Pamela F Nelson
Universidad Nacional Autónoma de México
Av. Universidad No. 3000 Col. Universidad Nacional Autónoma de México Delegación
Coyoacán CP. 04510 México, CDMX
jat.flomart@gmail.com ; pnelson_007@yahoo.com

Resumen

Hoy en día el cambio climático ya es más notorio que en años anteriores, la población mundial ya está realmente preocupada por los climas extremos que se han tenido durante este y los últimos años, ya que, debido a estos climas extremos existen muertes directas relacionadas con el mal clima, sequías, inundaciones, etc. Por esto es urgente analizar las diferentes formas de combatir el cambio climático, la opción de implementar un mix con energías limpias y energías renovables es una de las soluciones que pueden disminuir los gases de efecto invernadero más rápido. La energía nuclear es considerada una energía limpia porque no emite gases de efecto invernadero, es una energía base fuerte gracias a su nula intermitencia en los reactores más actuales y que con poco combustible se puede generar mucha energía, es la que puede desplazar más rápido a las energías base que son todas las energías fósiles y estas son las principales fuentes de generación de gases de efecto invernadero. Por esto un tema importante de abordar es la aceptación pública que tiene la energía nuclear, porque se ha visto que ante la oposición pública se pueden llegar a cancelar proyectos, y si México quiere incrementar la capacidad instalada de esta energía en el país es un punto que se debe analizar, así que en este trabajo se hace un análisis de un grupo de personas en la cual se busca relacionar la aceptación pública de la energía nuclear, con su nivel de estudios, y en caso de que la persona no tuviera muchos estudios comprobar si a través de pláticas informativas acerca de esta energía puede aumentar la aceptación hacia esta para verificar si entre más información se genera una mayor aceptación.

1. INTRODUCCIÓN

Hace un par de décadas, se cuestionaba como plantear a la sociedad una imagen de cómo se podría ver el mundo en unos años con los efectos del calentamiento global. En la actualidad se pueden ver los fenómenos naturales, y las consecuencias notorias en varias partes de México y el mundo. Hoy vemos inundaciones fatales en muchos países, en otros hay sequías, las temperaturas alcanzan temperaturas elevadas no registradas antes. Al estar en el área de ingeniería, se buscan soluciones a esto, hay varias soluciones, pero una que es más rápida, estable y potente es la alternativa es aumentar la capacidad instalada de energía nuclear en el mundo al ser una energía no intermitente, con poco combustible produce mucha energía, tiene una larga vida útil y la más importante por la que nos estamos enfocando es que no emite gases de efecto invernadero.

Con la alternativa anterior continuamos que hoy en día los países primermundistas ya están invirtiendo más en esta tecnología, están instalando reactores nucleares de última generación que tienen sistemas de seguridad pasivos (no se necesita que un operador intervenga) y tienen sistemas redundantes para máxima seguridad.

La concepción del despliegue de energía nuclear a una red de generación no es tan sencilla como parece. La aceptación de la población juega un rol importante en la edificación de un proyecto que conlleva energía nuclear. La opinión pública influye en la decisión de un país para la construcción, instalación y operación de una central nuclear; sí la opinión pública se opone al desarrollo del proyecto difícilmente éste se llevará a cabo.

De acuerdo con diversas estadísticas México está dentro de los primeros 5 países con mayor desaprobación hacia este tipo de energía [1], por lo que se pretende trabajar en tratar de ver realmente el porqué de esa desaprobación. Se informará a distintos grupos de distintas edades (secundaria, preparatoria, universidad) fundamentos de la energía nuclear, los beneficios y riesgos de ésta, (los riesgos son mucho más bajos en la última generación de reactores), y las tecnologías que hoy en día se están instalando en diversos países. Con esto contribuir a la identificación de la segmentación y condiciones generales más adecuadas para desarrollar una estrategia de comunicación que permita persuadir sobre las ventajas del uso de la energía nuclear en la generación de la energía eléctrica [2]. Esto para que la sociedad y la humanidad pueda tener un mejor nivel de aceptabilidad para esta fuente de energía, ayudando a la disminución de la emisión de gases de efecto invernadero.

Se puede empezar con proyectos pequeños con los reactores modulares pequeños que alcanzan una potencia de hasta 300 MWe o con los micro reactores que llegan hasta 10 MWe. Estos se pueden poner en localidades aisladas, o en zonas estratégicas de forma gradual (los modulares tienen la ventaja de poder aumentar módulos de potencia). De esta forma se podrá ver paulatinamente cómo la sociedad se adapta, y se tomaría con más naturalidad la instalación de una central nuclear. Esto por ser una energía sin emisiones y baja probabilidad de accidente. Se debe actuar ya con una solución para reemplazar de una vez a las generadoras fósiles con plantas de energía nuclear. Las ventajas de la generación de la energía nuclear en diferentes ámbitos que permitan atender la demanda progresiva y el desabasto de las fuentes convencionales de energía. [2]

De acuerdo con encuestas realizadas en 2011, la página “Nuestro mundo en datos” recaudó datos de 24 países. Una muestra internacional de 18,787 adultos de entre 18 a 64 años en Estados Unidos y Canadá y de 16 a 64 años en todos los demás países, fueron entrevistados entre el 6 y el 21 de mayo de 2011 a través del sistema Ipsos Online Panel [1] en los cuales México encabeza el primer lugar en oposición hacia la energía nuclear.

Los resultados que se presentan en la Figura 1 responden a la pregunta “Por favor, indique si apoya firmemente, apoya un poco, se opone un poco o se opone firmemente a cada forma de producir electricidad”. La Figura 1 presenta los resultados para la producción de electricidad con la energía nuclear.

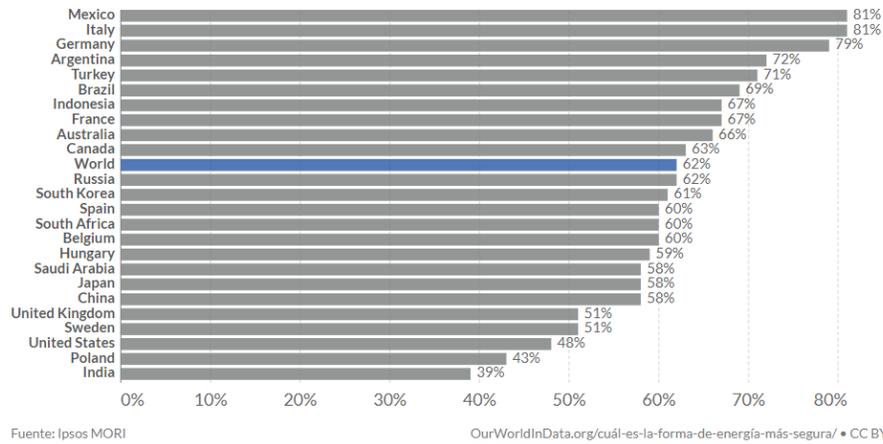


Figura 1. Oposición pública a la producción de energía nuclear [1]
<https://ourworldindata.org/grapher/public-opposition-to-nuclear-energy-production>

Por esta razón se propone aplicar un método social en el que se le preguntará a la población su perspectiva hacia la energía nuclear a través de encuestas, después informarle a la misma población encuestada sobre los beneficios y posteriormente volver a encuestar a la misma población. La información debe ser apropiada por el nivel escolar en la muestra poblacional, de manera didáctica y sin términos tan técnicos. Aunque se puede simplificar para la comprensión del público en general, hay que enseñar la importancia de la energía nuclear, sus ventajas y desventajas que tiene este tipo de energía sobre la producida con energías. Finalmente, volver a encuestar a esta población para ver si con más información, su perspectiva ante este tipo de energía cambia.

Se ha visto que la mayoría de la población tiene oposición ante la energía nuclear y lo que argumentan es porque es peligrosa. La Figura 2 muestra una gráfica comparativa de las energías más seguras que resultan ser limpias [3]. Se notan diferencias enormes ya que las energías que suelen ser más sucias tienen tasas de mortalidad altas. Si bien, todas las fuentes de energía tienen efectos negativos las fuentes de energía nuclear moderna son mucho más seguras y limpias.

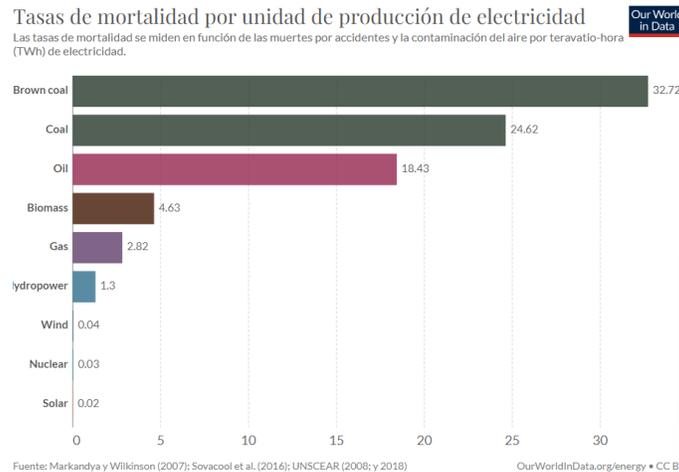


Figura 2. Tasas de mortalidad por unidad de producción de electricidad [3]
<https://ourworldindata.org/safest-sources-of-energy>

2. METODOLOGÍA

Para realizar este trabajo se desarrolló una encuesta usando buenas prácticas la cual tiene que ser sencilla, simple y que proporcione una mejora. En la parte de sencilla se debe de tener claro el problema y las variables que se pretenden analizar. En este caso se relaciona la edad, el estudio, su nivel de estudios contra el grado de aceptación hacia la energía nuclear. Se propone verificar si entre más información hay mayor aceptación hacia la energía nuclear. Con esta información se puede generar una propuesta con base en los resultados obtenidos, los cuales se detallan a continuación:

1. Determinación de nivel y área de estudios de los encuestados
2. Rango de edad de los encuestados
3. Análisis de correlación de área de estudios, para comprobar su poco o mucho conocimiento sobre la energía nuclear
4. Generación de propuesta en la que se desarrolle una campaña informativa y ver si cambia la opinión pública

3. DESARROLLO

Para empezar, se realizó una encuesta para conocer las opiniones necesarias. Se lanzó la encuesta en redes sociales y en cuestión de 24 horas se tenía una muestra de 173 personas de todas las áreas y niveles de estudio. La encuesta incluye las siguientes preguntas:

1. ¿Estás estudiando la secundaria?
 - a. Si
 - b. No
2. ¿Estás estudiando la preparatoria?
 - a. Si
 - b. No
3. ¿En qué área estudias o estudiaste tu carrera profesional?
 - a. Área de ingenierías
 - b. Área de la salud
 - c. Área de las ciencias sociales
 - d. Área de artes
4. ¿Qué edad tienes?
 - a. Menos de 18 años
 - b. De 18-28 años
 - c. De 29-40 años
 - d. De 40-50 años
 - e. Mayor de 50 años
5. Elige la energía de tu preferencia dentro de las siguientes opciones:
 - a. Energía Solar
 - b. Energía Eólica
 - c. Energía Geotérmica
 - d. Energía hidráulica
 - e. Energía Nuclear

6. Elige la energía de tu preferencia dentro de las siguientes opciones:
- Carbón
 - Gas natural
 - Petróleo
 - Energía nuclear

7. Preferencias de tipos de generación de energía
De cada enunciado marca con número qué tanto prefieres
Donde:

- No conozco y siento que es mala para el medio ambiente
- No conozco de ésta, pero pienso que es buena
- Tengo un poco de conocimiento de ésta y pienso que es buena
- Conozco de ésta y sé que es mala para el medio ambiente
- Conozco de ésta y pienso que es buena
- Conozco de ésta y es ideal

- Carbón
 - Gas natural
 - Energía solar
 - Energía geotérmica
 - Energía hidráulica
 - Energía eólica
 - Energía nuclear
8. ¿Te gustaría saber más sobre la energía nuclear?
9. ¿Te gustaría que se instale esta tecnología (energía nuclear) en el país?

De los 173 encuestados, 73 estudian o estudiaron alguna ingeniería, 95 estudian o estudiaron en alguna carrera en un área diferente a ingeniería, 2 estudian secundaria, 3 estudian preparatoria.

En la parte de preferencias (de la pregunta 7), en todos los tipos de energía se veía como una tendencia a que sabían y querían cierto tipo de energía, ponemos como ejemplo la gráfica de la energía eólica que se muestra en la Figura 3. donde los más elegidos son “Conozco de ésta y pienso que es buena y conozco de esta y es ideal”, a comparación de la nuclear, que las gráficas no marcan una tendencia definida, los resultados se encuentran en un rango más uniforme como se muestra en la Figura 6.

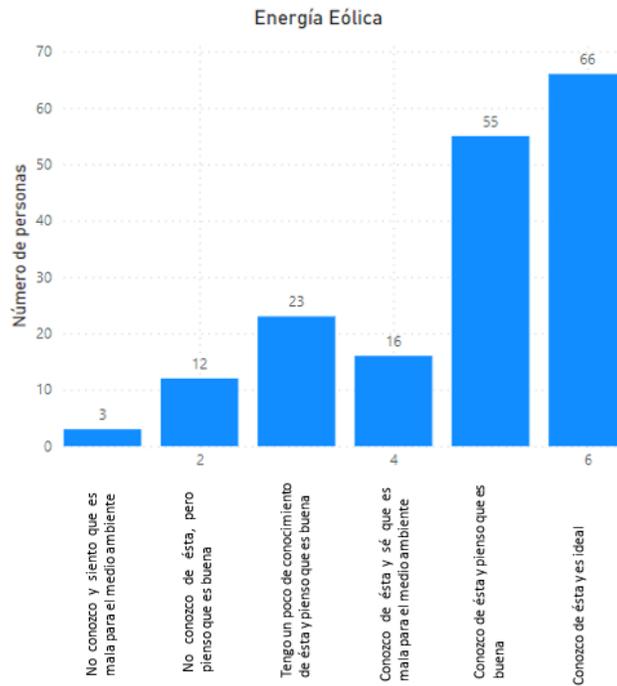


Figura 3. Tendencia de respuestas en la energía eólica

Lo anterior fue un ejemplo con la población encuestada en general, para comprobar que hoy en día existe muy buena información sobre energía eólica, pero ¿Pasa lo mismo con la energía nuclear?

En la Figura 4. se muestra la tendencia de respuestas hacia la energía nuclear entre los estudiantes de ingeniería.

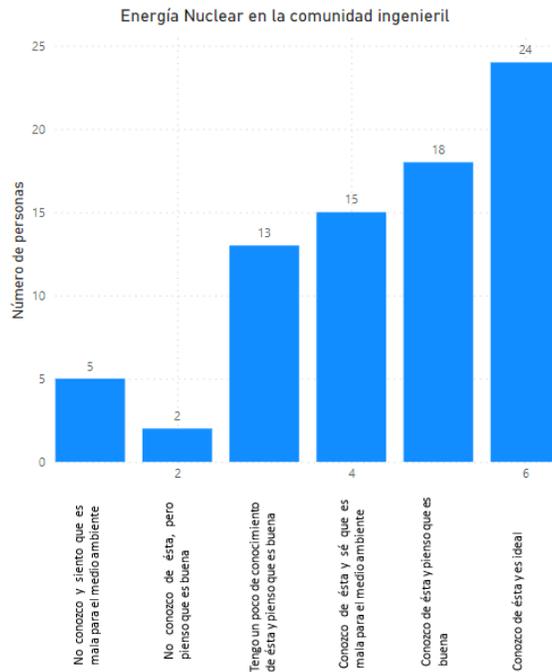


Figura 4. Tendencia de respuestas en la energía nuclear en comunidad ingenieril

En la Figura 5. se muestra la tendencia de respuestas hacia la energía nuclear en la población con estudios fuera del campo de ingeniería.

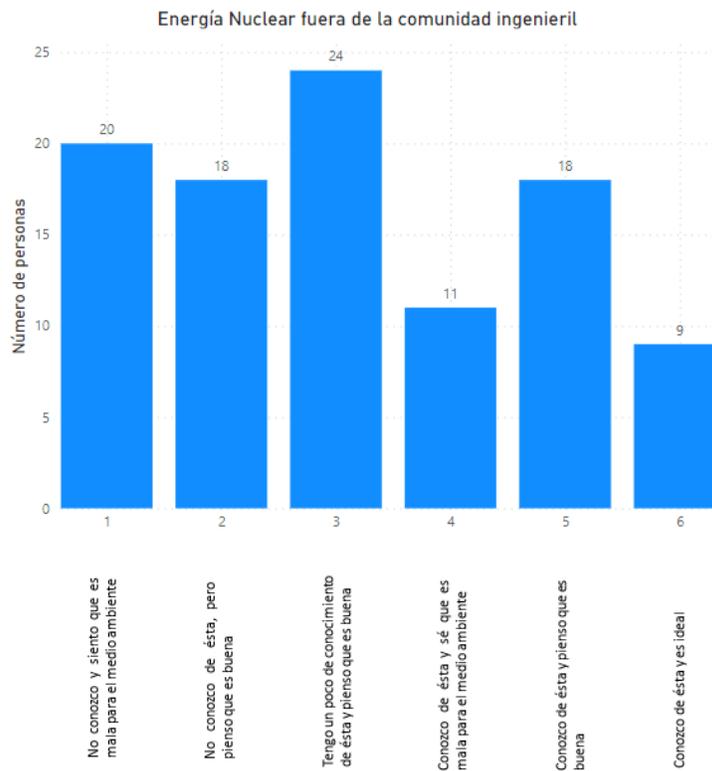


Figura 5. Tendencia de respuestas en la energía nuclear en comunidad fuera de la comunidad ingenieril

Esto se puede ver cómo, los formados en ingeniería, tienen más conocimiento en general sobre lo que es la energía nuclear, ya que sus datos se concentraron hacia las opciones de “conozco de ésta...”, en cambio para las personas encuestadas con una formación distinta a ingeniería, se ve una grafica mas dispersa, en la que podemos dudar sobre los pocos conocimientos que tienen hacia esta.

Ahora la gráfica de la Figura 6. muestra la tendencia de las respuestas, igual para la energía nuclear pero ahora con la comunidad ingenieril y la comunidad fuera de ingeniería juntas, para ver su comportamiento en conjunto.

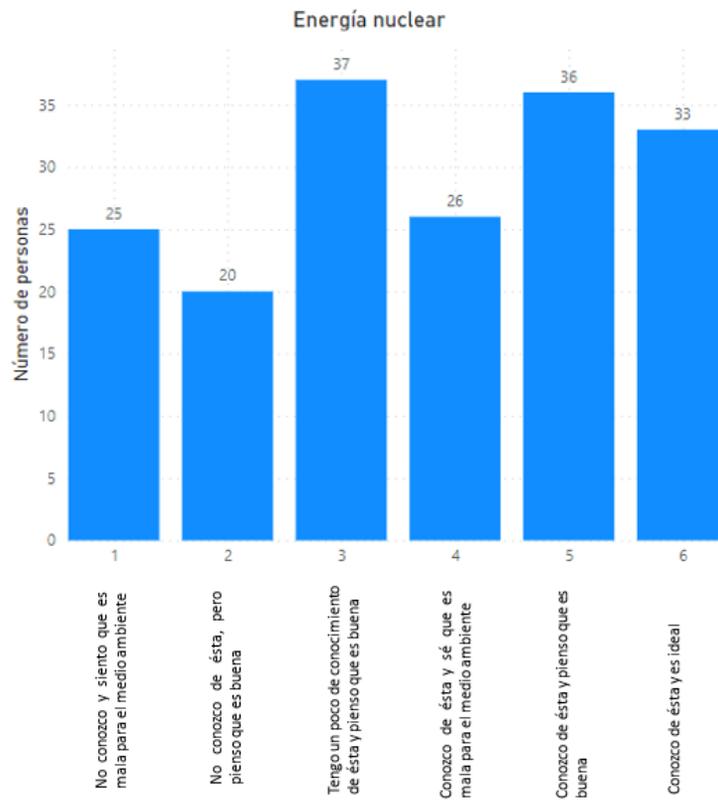


Figura 6. Tendencia en respuestas de la energía nuclear

Donde la que tiene mas respuestas es la opción 3, de “Tengo un poco de conocimiento de ésta y pienso que es buena”, con 37 personas que seleccionaron esa opción. La opción que continua en esta tendencia es la 5 “Conozco de ésta y pienso que es buena” con 36 personas que seleccionaron esta opción. La siguiente es la opción 6 “Conozco de ésta y es ideal” con 33 personas que seleccionaron esta opción. La siguiente es la opción 4 de “Conozco de ésta y sé que es mala para el ambiente” con 26 personas que seleccionaron esta opción. La siguiente es la opción 1 “No conozco y siento que es mala” con 25 personas que seleccionaron esta opción. La última es la opción 2 “Conozco de ésta y es ideal” con 20 personas que seleccionaron esta opción,

Con este análisis tenemos que las personas que no conocen o que conocen poco de la energía nuclear son 82, si a ésta le sumamos las personas que dicen que conocen y es mala, para incluir a cuanta población no conoce o les desagrada este tipo de energía para poder hacer un cambio en su perspectiva, se suman las que votaron “Conozco de ésta y sé que es mala para el medio ambiente”, lo que nos da un total de 108 personas de las 173 que se encuestaron.

Así como en este análisis nos dimos cuenta de que la mayoría de las personas no conocen o conocen muy poco sobre la energía nuclear, la pregunta 8 tuvo una respuesta muy positiva, ya que, como se muestra en la Figura 7. 160 personas de las 173 encuestadas contestaron que les gustaría saber mas de este tipo de energía.

Te gustaría saber mas sobre la energía nuclear
173 respuestas

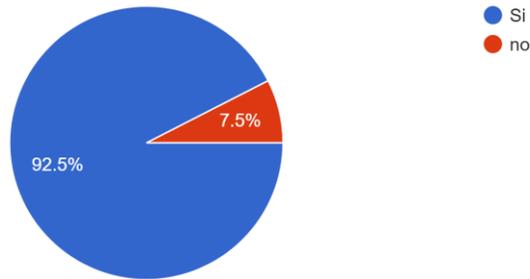


Figura 7. Tendencia a la pregunta “Te gustaría saber más sobre la energía nuclear”

La pregunta final ¿Te gustaría que se instale esta tecnología (energía nuclear) en el país?, a diferencia de la anterior, no muestra la misma cantidad de respuestas positivas, sin embargo, fue mayor el porcentaje de respuesta de que si les gustaría instalar esta tecnología en el país, que las que no, como se muestra en la Figura 8.

¿Te gustaría que se instale esta tecnología (energía nuclear) en el país?
173 respuestas

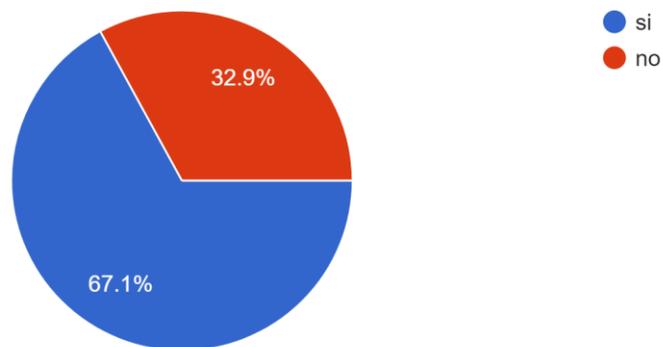


Figura 8. Resultado de la pregunta “Te gustaría que se instale esta tecnología en el país”

4. CONCLUSIONES

Este estudio se hizo para obtener un registro sobre la forma de pensar de la población hacia la energía nuclear y ver si ésta puede estar relacionada con la formación académica o se puede generalizar. En donde vimos que dependiendo su formación (en ingeniería o no) depende el grado de conocimiento que tienen hacia esta energía, ya que a la población ingenieril se le observó un

comportamiento con mayor aprobación e información, mientras la no ingenieril, tiene un comportamiento muy disperso entre las distintas opciones que se dan.

En general se observó que el 92.49% de las personas encuestadas no saben o saben muy poco de la energía nuclear y se vio que ese mismo porcentaje tiene la intención de aprender sobre ésta. El objetivo a futuro es realizar pláticas informativas, para ver si con más información, información general, de como funciona la energía nuclear, principios básicos, las ventajas y desventajas que tiene ésta y a su vez haciendo comparación con distintos tipos de tecnologías para que realmente se den cuenta de lo positivo que puede ser esta tecnología y ese 92.49% de personas que no saben o saben muy poco, cambie.

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACyT) por el apoyo económico.
A la UNAM por permitirme seguir dentro de su familia.

REFERENCIAS

- [1] “Public opposition to nuclear energy production.” <https://ourworldindata.org/grapher/public-opposition-to-nuclear-energy-production> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [2] José Vicente Xolocostli Munguía, Gustavo Alonso Vargas, Armando M. Gómez Torres, Javier C. Palacios Hernández, “Percepción de la Energía Nuclear en México”, Simposio LS/ANS 2007XVII Congreso Anual de la SNM XXV Reunión Anual de la SMSR Copatrocinado por la AMEE, Cancún Quintana Roo, MÉXICO del 1 al 5 de julio 2007, Vol. n, p.782-795 (2007).
- [3] “What are the safest and cleanest sources of energy? - Our World in Data.” <https://ourworldindata.org/safest-sources-of-energy> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [4] “Looking for a Lesson Plan? Teach Your Students About Nuclear Energy.” <https://www.nei.org/news/2020/lesson-plan-teach-students-nuclear-energy> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [5] “PressReader.com - Digital Newspaper & Magazine Subscriptions.” <https://www.pressreader.com/mexico/milenio-laguna/20220719/281973201383920> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [6] “Nuclear Power in a Clean Energy System – Analysis - IEA.” <https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [7] “Preguntas y respuestas - Descubre La Energía.” <https://descubrelaenergia.fundaciondescubre.es/sobre-la-energia/preguntas-y-respuestas/> (Accedido Sep. 26, 2022).
- [8] K. Chung, “Crónicas-La energía nuclear y la aceptación del público,” BOLETÍN DEL OIEA, p. 3, 1990. Accedido Sep. 26, 2022. [En línea]. Disponible: https://www.iaea.org/sites/default/files/32204791315_es.pdf

Actividad gamma de arcillas y ladrillos artesanales del municipio de Guadalupe, Zacatecas, México.

**Julián Eduardo Rivera Pérez, Carlos Ríos Martínez, Daniel Hernández Ramírez,
Edmundo Escareño Juárez, Fernando Mireles García y José Luis Pinedo Vega.**
Unidad Académica de Estudios Nucleares, Universidad Autónoma de Zacatecas.
Ciprés 10; La Peñuela, Zacatecas, Zacatecas, 98068, México.
julianeduardorp@gmail.com; crios@uaz.edu.mx; ninib44@hotmail.com;
edmundo.escareno@uaz.edu.mx; fmireles@uaz.edu.mx; jlpinedo@uaz.edu.mx.

Resumen

Se empleó la espectrometría gamma de alta resolución basada en un detector de germanio hiperpuro de 35% de eficiencia para determinar la actividad gamma y la presencia de los radionúclidos emisores correspondientes (naturales y artificiales) en muestras de arcilla y ladrillo producidos en el municipio de Guadalupe, Zacatecas. Con estas determinaciones se calcularon los índices de exposición de acuerdo con las recomendaciones de la UNSCEAR 2000, para valorar el posible riesgo radiológico que el uso de estos materiales de construcción ampliamente utilizados en la región, pudiera representar.

La actividad gamma en estas muestras, proviene fundamentalmente de emisores naturales que incluyen a las cadenas o series radioactivas naturales representadas por: serie 4n, ^{232}Th y sus descendientes; 4n+2, ^{238}U y sus descendientes; ^{40}K y el radionúclido antropogénico ^{137}Cs . La serie 4n se determinó a partir de las emisiones del ^{208}Tl , ^{212}Pb y ^{228}Ac , para la serie 4n+2 se utilizaron las emisiones del ^{214}Pb y ^{214}Bi luego de alcanzar el equilibrio secular. Los radioisótopos ^{40}K y ^{137}Cs , fueron determinados usando sus propias emisiones. Las actividades específicas promedio en ladrillos (Bq/Kg) fueron de 18.74 ± 0.11 (serie 4n, ^{232}Th), 21.63 ± 0.3 (serie 4n+2, ^{238}U) y 603.14 ± 1.4 (^{40}K). En el caso de las arcillas se encontraron 18 ± 0.1 (serie 4n), 17.3 ± 0.2 (serie 4n+2) y 529 ± 1.2 (^{40}K). Por otro lado, se encontraron actividades específicas poco significativas del antropogénico ^{137}Cs , con un promedio de 0.8 ± 0.02 y 0.58 ± 0.02 para arcilla y ladrillo, respectivamente; valores que superaron la actividad mínima detectable del sistema. Las dosis de exposición promedio (nGy/h) resultante de las concentraciones fueron de 40.9 para muestras de arcilla y 46.46 para muestras de ladrillo, que se encuentran por debajo del promedio reportado por la UNSCEAR-2000 que asciende a 55 nGy/h. Por lo anterior, se pueden descartarse posibles riesgos radiológicos por el uso de estos materiales de construcción.

1. INTRODUCCIÓN

El ser humano se expone día a día a radiación que proviene del sol y del espacio interestelar, misma que por reacciones nucleares con elementos químicos de la capa atmosférica forman los radioisótopos de vida media corta, llamados de origen cósmico (^7Be , ^{24}Na , ^{28}Mg , ^{32}P , ^{33}P , ^{39}Cl), así como producen a los radioisótopos de vida media larga (^{14}C y ^3H). También se está expuesto a la radiación proveniente de los radionúclidos primordiales (^{40}K , ^{40}V , ^{87}Rb , ^{115}In , ^{123}Te , ^{138}La , entre otros) y a la originada por la presencia en la corteza terrestre de las series radioactivas naturales (^{238}U , ^{235}U y ^{232}Th). Así como a la radiación que emiten radioisótopos artificiales liberados al medio ambiente por diversos tipos de eventos como; ensayos nucleares, uso de radioisótopos, producción de energía nuclear y accidentes nucleares. Una matriz con contenido de estos radionúclidos son los materiales utilizados en la construcción, por lo que son una fuente constante de emisiones radioactivas¹.

El uso de la espectrometría gamma nos ayuda a obtener información acerca de los emisores gamma tanto naturales como artificiales que pudieran estar presentes en cualquier material. La información a nivel local y nacional es escasa en este tema ya que existen pocos trabajos de investigación reportados. De ahí la necesidad de realizar estudios de esta naturaleza en los materiales de construcción que se usan comúnmente y así tener un panorama de la razón de dosis recibida por el uso de estos materiales y de esta manera poder establecer el nivel de riesgo desde el punto de vista radiológico para el ser humano, debido al uso de este tipo de materiales².

El estado de Zacatecas es un sitio del que no se tiene conocimiento de algún incidente relacionado con contaminación radiológica por liberación de radionúclidos, por lo tanto, inferimos que no hay contaminación y lo que se encuentra sólo son radioisótopos naturales y este trabajo pretende determinar el riesgo radiológico que pudieran representar. Una de las matrices donde podemos encontrar presencia de radionúclidos, son los materiales usados para la construcción, debido a su origen, ya que sus componentes suelen ser materias primas encontradas en la naturaleza, como arcillas y rocas, entre otros.

En el caso específico de los ladrillos que se utilizan en Guadalupe, Zacatecas; son fabricados de manera artesanal pasando por los procesos de obtener la arcilla de un banco, su posterior mezcla con materia orgánica y agua para colocarla en moldes, secar al sol y por último el cocimiento en horno. Debido a este proceso artesanal y por sus componentes naturales, se espera que el ladrillo contenga radionúclidos en proporciones similares a las del suelo, por esto mismo este material contribuirá a la radiación ambiental a la que se puede exponer las personas que lo utilizan.

La radioactividad a la que se expone el ser humano en su mayoría es la que proviene de las cadenas de decaimiento $4n$, ^{232}Th , $4n+2$, ^{238}U y la presencia de ^{40}K . Estas cadenas radioactivas se ilustran en la figura 1 y 2.

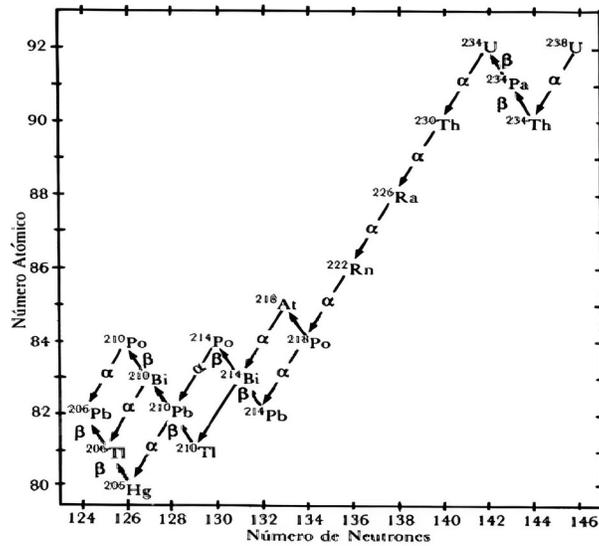


Figura 1: Serie de decaimiento del U-238.

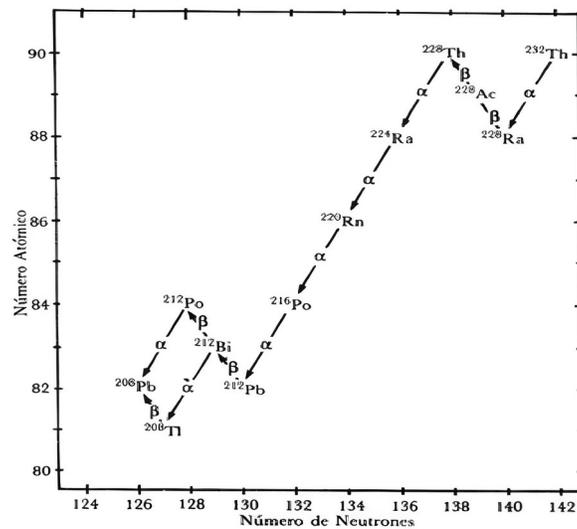


Figura 2: Serie de decaimiento del Th-232.

2. MÉTODOS EXPERIMENTALES.

De acuerdo a la base de datos del Directorio Estadístico Nacional de Unidades (DENUE) del INEGI (<https://www.inegi.org.mx/app/mapa/denue/default.aspx>) se realizó una búsqueda de la ubicación de las ladrilleras en el municipio de Guadalupe, encontrando que 58 ladrilleras están actualmente en operación. En forma aleatoria se seleccionaron varios lugares que como muestra

el mapa de la figura 3, en forma aleatoria se seleccionaron 10 sitios para toma de muestra considerando los sitios cercanos como clústers según se muestra en la figura 3. Las coordenadas geográficas de la zona muestreada en el municipio de Guadalupe, Zacatecas son: al norte (22.776312, -102.483139), al sur (22.704152, -102.483139), al este (22.734722, -102.498126) y al oeste (22.734722, -102.509525).

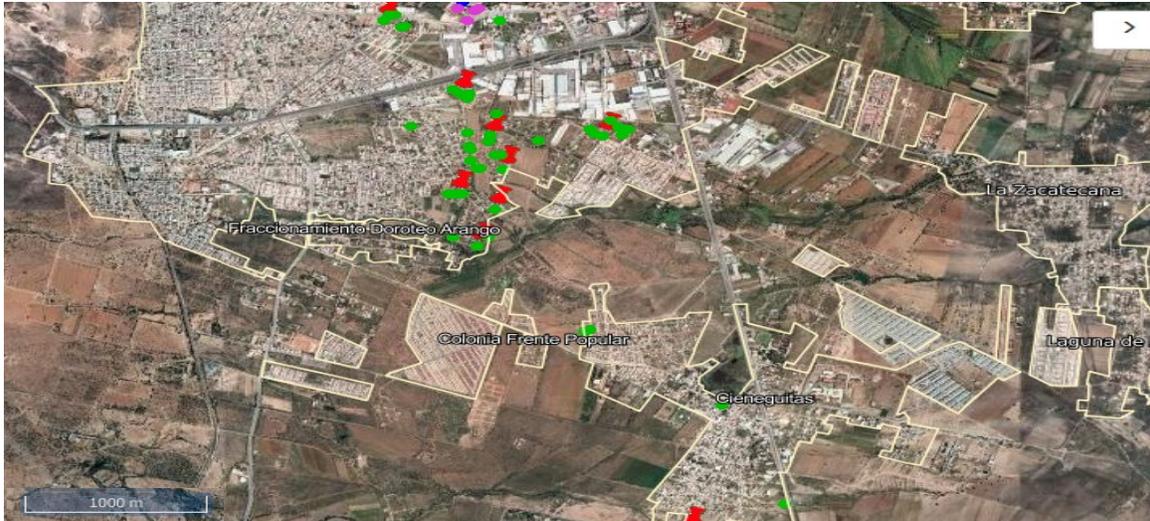


Figura 3: Localización de ladrilleras en el municipio.

De cada una de las ladrilleras seleccionadas se tomó una muestra de 2 kg de arcilla y de dos a tres piezas de ladrillo mismas que fueron procesadas y envasadas en contenedores marinelli para su conteo. Las muestras se sometieron a un proceso de secado en estufa a una temperatura de aproximadamente 80° C por 24 horas con el propósito de eliminar humedad y algunos componentes volátiles. Para las piezas de ladrillo, se realizó la molienda, tamizado y su posterior secado por 24 horas. Los contenedores marinelli se llenaron con un volumen aproximado de 500 ml de muestra, se sellaron y pesaron con su respectiva tara, para dejarlas reposar por 30 días para permitir que se alcance el equilibrio radioactivo en las series $4n$ y $4n+2$.

Una vez transcurrido este tiempo los marinellis se colocan en el sistema de espectrometría gamma y se procede a su análisis dando un tiempo de conteo de 80000 segundos por muestra. Previamente se realizaron lecturas de fondo dando tiempos de conteo de 2 días.

El sistema de espectrometría gamma se integra por una fuente alimentadora de energía CANBERRA, modelo 2000, el detector GeRe-3522, un amplificador ORTEC, Modelo 673, una fuente de alto voltaje Canberra Modelo 3106D, una tarjeta MCA 8k y 32kb de memoria con ADC AccuSpec-A y un equipo de computo, como se muestra en la figura 4.³

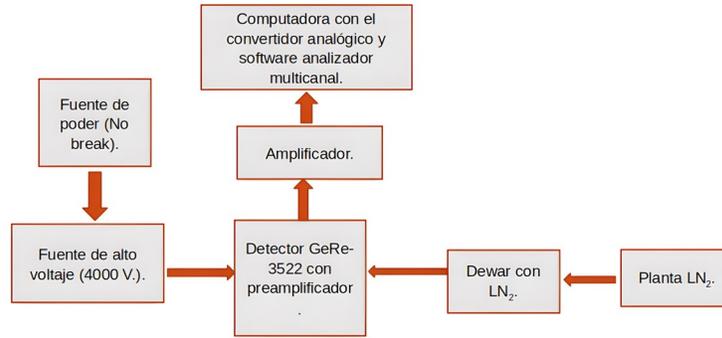


Figura 4: Diagrama del sistema de espectrometría gamma.

Los resultados de cada medición se pueden presentar de forma gráfica a través del software Genie 2000, como se muestra en la figura 5, donde los fotopicos característicos aparecen etiquetados por la calibración previa del sistema y el uso de una biblioteca que incluye las energías que se muestran en la tabla 1. El uso de los datos proporcionados por la tabla 1 permite la cuantificación de las actividades de cada radionúclido

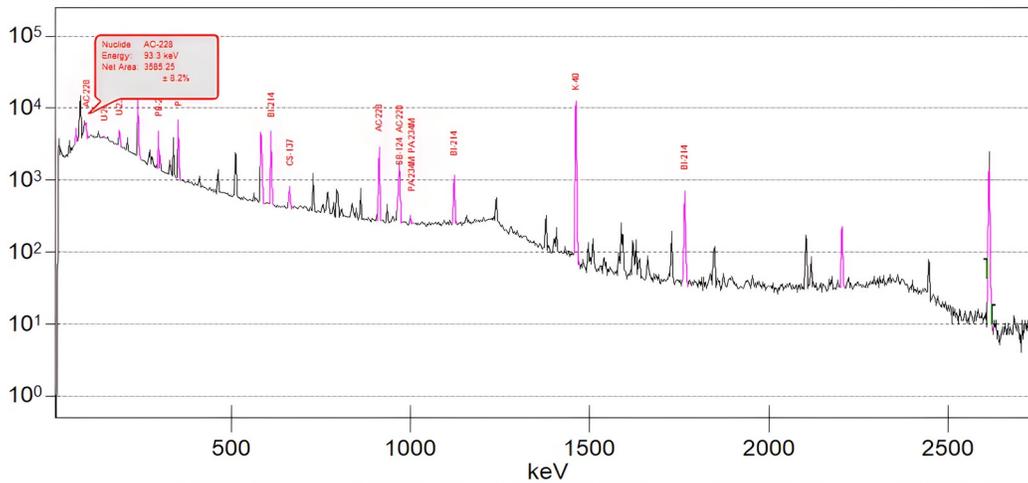


Figura 5: Espectro gamma característico de las muestras.

Tabla 1. Energías gamma utilizadas para el análisis.

Núcleo	Vida media (años)	Energía de los rayos gamma (keV)	Radioisótopo
²²⁶ Ra	1600	295.2	²¹⁴ Pb
		351.9	²¹⁴ Pb
		609.3	²¹⁴ Bi
		1120.3	²¹⁴ Bi
		1764.5	²¹⁴ Bi
		2204.2	²¹⁴ Bi
²³² Th	1.4x10 ¹⁰	238.6	²¹² Pb
		583.2	²⁰⁸ Tl
		911.2	²²⁸ Ac
		964.8	²²⁸ Ac
		969	²²⁸ Ac
		2614.5	²⁰⁸ Tl
⁴⁰ K	1.248 × 10 ⁹	1460.8	⁴⁰ K
¹³⁷ Cs	30.08	661.7	¹³⁷ Cs

La actividad específica del radioisótopo i está dada por la fórmula⁴:

$$Actividad\ específica = \frac{(N_i)(100)}{(\epsilon_i)(\gamma_i)(m_i)(t_{live})} \quad (1)$$

Donde:

N_i= Área neta del pico.

γ_i= Abundancia en %.

ε_i= Eficiencia del detector.

m_i= Masa de la muestra en kg.

t_{live}= Tiempo de conteo.

En espectrometría gamma de emisores ambientales es muy importante determinar cuando la medición obtenida no es un falso positivo o un falso negativo, por lo que sólo aquellas actividades mayores a la Actividad Mínima Detectable (AMD) son consideradas para ser reportadas. La AMD se calcula de acuerdo con⁵:

$$AMD = \frac{2.71 + 3.29 * \sqrt{(2)(\text{Continuocomptonbajofotopico})}}{\text{Abundancia} * \text{tiempoconteo} * \text{eficiencia} * \text{pesomuestra}} \quad (2)$$

Se obtuvo el cálculo de la razón de dosis con la finalidad de obtener información acerca de la dosis absorbida al utilizar este tipo de materiales de construcción, se calcula por los factores dados por (UNSCEAR 2000)⁵⁶, esta razón de dosis es debido a la radiación gamma en el aire por unidad de concentración de actividad (Bq/Kg), a un metro sobre la superficie del suelo, en este caso del ladrillo, y los factores corresponden a, (0.462 nGy/h A²²⁶Ra), (0.604 nGy/h A²³²Th) y (0.0417 A⁴⁰K). Para la dosis total D, quedaría la fórmula de la siguiente manera.

$$D = 0.462 A_{Ra} + 0.604 A_{Th} + 0.0417 A_K \quad (3)$$

3. RESULTADOS.

En las Tablas 2 y 3 se presentan las actividades específicas (Bq/kg) medidas en la muestras de arcilla y de ladrillo, respectivamente. Todas las actividades reportadas son mayores que la actividad mínima detectable (AMD).

Tabla 2: Resultados por sitio de muestreo en muestras de arcilla.

Sitio de muestreo/ Radionúclido	²²⁶ Ra (Bq/Kg)	σ	²³² Th (Bq/Kg)	σ	⁴⁰ K (Bq/Kg)	σ	¹³⁷ Cs (Bq/Kg)	σ	Razón de dosis (nGy/h)	σ
A	14.54	0.53	12.00	0.23	529.28	3.22	0.60	0.04	36.03	0.31
B	14.69	0.54	16.03	0.23	535.16	3.26	2.00	0.05	38.79	0.32
C	22.74	0.58	31.52	0.27	577.22	3.25	1.20	0.04	53.61	0.34
D	24.80	0.58	35.11	0.26	566.43	3.31	1.53	0.05	56.28	0.34
E	17.72	0.70	17.93	0.31	467.82	4.19	0.77	0.08	38.52	0.41
F	17.39	0.65	17.79	0.30	481.85	4.06	0.46	0.05	38.87	0.39
G	14.00	0.68	12.43	0.30	518.07	4.24	0.46	0.15	35.58	0.40
H	15.36	0.69	11.47	0.30	543.69	4.31	0.34	0.12	36.70	0.41
I	14.27	0.68	12.62	0.31	544.12	4.42	0.43	0.12	36.90	0.41
J	14.78	0.68	13.09	0.30	525.65	4.24	0.74	0.06	36.66	0.40
Promedio	17.03	0.21	18.00	0.09	528.93	1.23	0.85	0.07	40.90	0.12

Tabla 3: Resultados por sitio de muestreo en muestras de ladrillo.

Sitio de muestreo/ Radionúclido	²²⁶ Ra (Bq/Kg)	σ	²³² Th (Bq/Kg)	σ	⁴⁰ K (Bq/Kg)	σ	¹³⁷ Cs (Bq/Kg)	σ	Razón de dosis (nGy/h)	σ
A	20.49	0.60	18.95	0.28	608.98	4.44	0.70	0.05	46.31	0.37
B	20.23	1.84	12.83	0.53	607.50	4.35	0.58	0.05	42.43	0.93
C	28.74	0.77	31.19	0.57	617.11	4.44	1.13	0.06	57.85	0.53
D	28.46	0.71	28.61	0.33	622.18	4.43	0.40	0.05	56.38	0.43
E	28.36	0.77	24.21	0.33	579.30	4.42	1.04	0.06	51.88	0.45
F	14.18	0.67	11.10	0.17	479.90	4.17	0.37	0.13	33.26	0.37
G	20.24	0.71	16.88	0.31	652.55	4.45	0.46	0.05	46.76	0.42
H	18.26	0.67	14.40	0.30	623.60	4.43	0.63	0.08	43.14	0.40
I	19.65	0.67	15.21	0.30	645.30	4.42	0.58	0.08	45.18	0.40
J	18.58	0.67	14.06	0.30	594.96	4.32	0.39	0.07	41.89	0.40
Promedio	21.72	0.28	18.74	0.11	603.14	1.39	0.63	0.07	46.46	0.47

Las actividades presentadas en las tablas anteriores, se encuentran en torno a un valor promedio la mayoría de ellas a excepción de algunos datos que podemos considerar como salidos, también vemos cambios en las actividades específicas en ladrillo, probablemente sea por la adición de agua y materia orgánica a la arcilla para fabricar el ladrillo.

Las actividades específicas (Bq/Kg) de las arcillas se muestran en forma gráfica en la figura 6. Como se puede observar, la presencia del ¹³⁷Cs es marginal, mientras que la del ⁴⁰K es la predominante. Se utilizó la etiqueta ²²⁶Ra para referirse a la serie del ²³⁸U, debido a que la literatura considera que no es del todo representativa la actividad de los radionúclidos hijos en términos de la del padre.⁶ Sin embargo, en el presente estudio, las mediciones fueron hechas luego de alcanzar el equilibrio en esta serie, aunque se requiere un estudio más profundo para garantizar esta situación.

La figura 7 ilustra las actividades específicas encontradas en muestras de ladrillo. Éstas son mayores para el caso del U-238 y K-40, mientras que las de Ra-226 conservan aproximadamente, sus valores, se observa que el Cs-137 sigue siendo marginal.

Nota: En las figuras 6 y 7 el ⁴⁰K se relaciona con el eje vertical secundario (a la derecha), los números se encuentran del mismo color que la barra del potasio, mientras que el eje vertical principal (a la izquierda), se relaciona con los radionúclidos ²²⁶Ra, ²³²Th y ¹³⁷Cs.

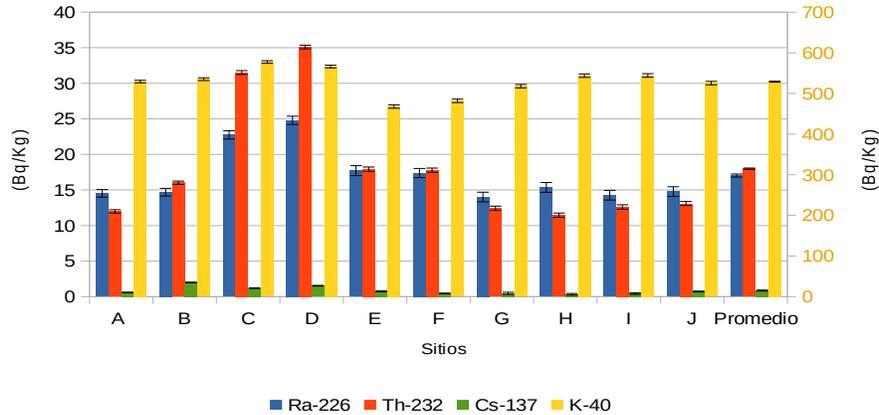


Figura 6: Actividades específicas en muestras de arcilla.

La actividad específica promedio en ladrillos (Bq/Kg) fue de 18.74 ± 0.11 (serie $4n$, ^{232}Th), 21.63 ± 0.3 (serie $4n+2$, ^{238}U) y 603.14 ± 1.4 (^{40}K). En arcillas se encontraron 18 ± 0.1 (serie $4n$), 17.3 ± 0.2 (serie $4n+2$) y 529 ± 1.2 (^{40}K). Por otro lado, las actividades específicas de ^{137}Cs son poco significativas; con promedios de 0.8 ± 0.02 y 0.58 ± 0.02 para arcilla y ladrillo, respectivamente.

Transformando las actividades específicas anteriores a dosis de exposición de acuerdo con la UNSCEAR-2000⁷; el promedio de los valores en arcilla es de 40.8 nGy/h, con un máximo de 56.28 nGy/h y un mínimo de 35.58 nGy/h; para ladrillo, el promedio es de 46.51 nGy/h, con un máximo de 57.85 nGy/h y un mínimo de 33.26 nGy/h. Se observa que la dosis ambiental producida por las muestras de arcilla y de ladrillo son menores que la dosis ambiental mundial promedio reportada por la UNSCEAR 2000, cuyo valor es 55 nGy/h.

En las figuras 8 y 9 podemos ver la contribución a la razón de dosis promedio del Ra^{226} , Th^{232} y K^{40} de acuerdo al porcentaje de razón de dosis que aporta cada una de las distintas series y el potasio.

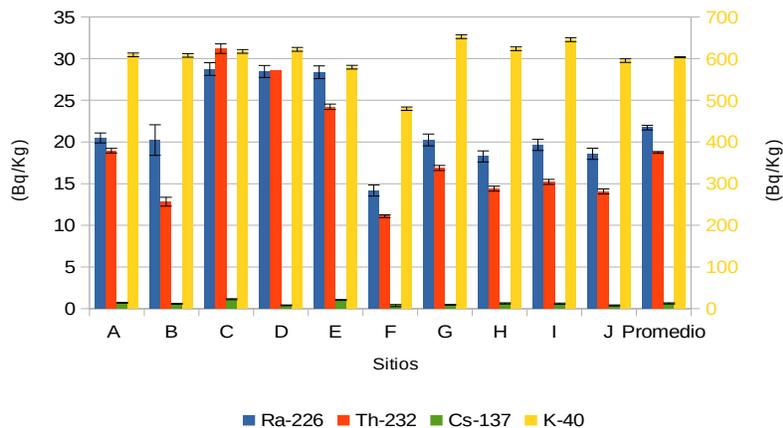


Figura 7: Actividades específicas en muestras de ladrillo.

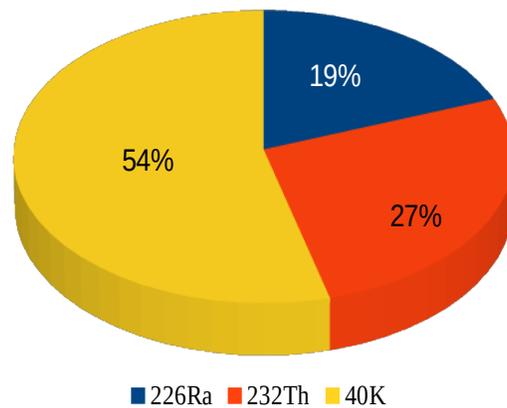


Figura 8: Razón de dosis en arcillas.

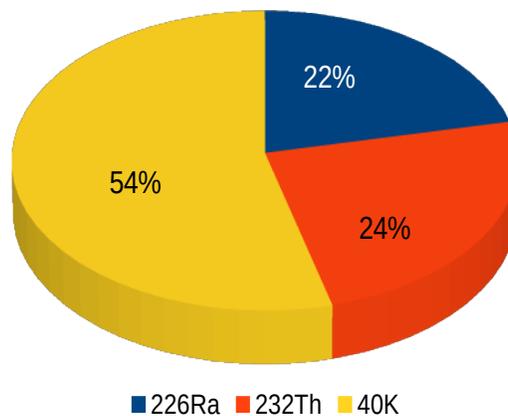


Figura 9: Razón de dosis en ladrillos.

4. CONCLUSIONES

Las muestras de arcillas y ladrillos del municipio de Guadalupe, Zacatecas se analizaron mediante espectrometría gamma de alta resolución para determinar las actividades específicas de los emisores gamma. A partir de la determinación de dichas concentraciones, se calcularon las razones de dosis correspondientes. Los valores encontrados son equivalentes a los reportados en la literatura.^{6,7} Los niveles de exposición gamma correspondientes son menores a la media mundial reportada por el Comité Científico Sobre los Efectos de Radiación Atómica de las Naciones Unidas (UNSCEAR), por lo que estos materiales de construcción no representan riesgo radiológico para la población.

Las actividades específicas encontradas del ^{137}Cs son producto de la dispersión global del radionúclido y completamente marginales.

AGRADECIMIENTOS

El presente trabajo pudo ser realizado, gracias a la Unidad Académica de Estudios Nucleares, por permitir utilizar los equipos, insumos y materiales necesarios para poder desarrollar el trabajo de investigación, mi agradecimiento especial para todos los colaboradores de este trabajo y a CONACYT por permitir cursar la maestría con su apoyo.

REFERENCIAS

1. Choppin, G. R.; Liljenzin, J.-O.; Rydberg, J; *Radiochemistry and Nuclear Chemistry*, Butterworth-Heinemann: Woburn (2002).
2. Kölbel, L.; et, al. Water–Rock Interactions in the Bruchsal Geothermal System by U–Th Series Radionuclides. *Geotherm Energy*, **8**, p. 1-33 (2020).
3. Amador Valenzuela, P. Caracterización y Optimización Del Sistema de Espectroscopía Gamma GeRe3522 Del CREN., *Universidad Autónoma de Zacatecas, Zacatecas, Zac.*, México.
4. Gilmore, G; *Interactions of Gamma Radiation with Matter. In Practical Gamma-Ray Spectrometry*, John Wiley & Sons, Ltd (2008); pp 25–38
5. Currie, L. A. Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination: Application to Radiochemistry. *Anal. Chem.* **40** p. 586–593 (1968)
6. Dieu Souffit, G. et.al Radon Risk Assessment and Correlation Study of Indoor Radon, Radium-226, and Radon in Soil at the Cobalt–Nickel Bearing Area of Lomié, Eastern Cameroon, *Water Air Soil Pollut* **233** (2022).
7. Sources and Effects of Ionizing Radiation: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: *UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes*; United Nations, Ed.; United Nations: New York, (2000)

Initial tests in the Tangential West beam tube TW1 of the TRIGA MARK III reactor to perform Neutron Radiographies

Jaime Hernández-Galeana¹, Juan Galicia-Aragón¹, Roberto Raya Arredondo¹, Pastor Enríquez Cruz¹, Fortunato Aguilar Hernández¹, H. Simón Cruz Galindo¹, Armando Miguel Gómez Torres¹, Paulina Tovar Celis², Edmundo del Valle Gallegos²

¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ)
Carretera México-Toluca S/N, C.P. 52750, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México.

²Instituto Politécnico Nacional (IPN)
Av. Luis Enrique Erro S/N, Unidad Profesional Adolfo López Mateos, Zacatenco, Alcaldía
Gustavo A. Madero, C.P. 07738, Ciudad de México

jaime.hernandez@inin.gob.mx, juan.galicia@inin.gob.mx, roberto.raya@inin.gob.mx,
pastor.enriquez@inin.gob.mx, fortunato.aguilar@inin.gob.mx, simon.cruz@inin.gob.mx,
armando.gomez@inin.gob.mx, pau182pau@gmail.com, edmundo.delvalle@gmail.com.

Abstract

A model of the TRIGA MARK III (TM-III) reactor of the National Institute for Nuclear Research (ININ: Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares), was developed with the Monte Carlo code MCNP6 in order to calculate the thermal neutron flux and the neutron and gamma dose rate at the tangential beam tube TW1. Experimental measurements were performed also in this facility to know the neutron flux and the dose rate in order to verify and validate the MCNP model. This Verification and Validation (V&V) test was done with the method known as foil activation for the neutron flux and for the dose rate, it was necessary to measure the radiation levels with portable gamma and neutron monitor. The results obtained confirm that the numerical model of the reactor is appropriate to predict the operational conditions of the reactor and for the further design of an optimized neutron radiography facility. These results will also be helpful for the reactor staff to design an appropriate shielding against the radiation when the reactor operates to perform neutron radiographies.

1. INTRODUCTION

Most of the research reactors around the world have facilities called beam tubes in which it is possible to perform neutron radiographies. This is a very powerful technique for non-destructive testing of materials for industrial applications as well as for many applications in fundamental research.

The neutron beamline is generally a simple tube of concrete or metal which isolates neutrons in a certain solid angle. The measurement of the thermal neutron flux is important because, to perform neutron radiographies, neutron beams greater than 10^5 neutrons/cm²s are required. Thermal fluxes are necessary because fast neutrons

decrease the contrast of the image. The irradiation time will depend on the specimen studied.

The purpose of this work is to determine the thermal neutron flux and the dose rate due to neutrons and photons at the exit of the tangential beam tube TW1 of the Mexican TRIGA Mark III reactor considering a reactor operation power of 1 MWth, by means of experimental procedures and also with the Monte Carlo code MCNP6 (comparing the final results for verification and validation of the numerical model). Previous studies determined that this beam port presents a high neutron flux ($\sim 10^8$ neutrons/cm² s) and an acceptable cadmium ratio to perform neutron radiographies [1]. Due to the change of the reactor core configuration [2], new experimental measurements were done.

2. TRIGA REACTOR SIMULATION

The dimensions of the reactor were taken from the original planes for the TM-III reactor design. All the out-core facilities of the reactor (beam tubes, exposure room, thermal column) are shown in the planes with their respective dimensions, facilitating the simulation with MCNP6. The composition of the materials (concrete, stainless steel, aluminum, etc.) was taken from reference [3]. A more detailed description of the TRIGA reactor including the out-core facilities can be seen in reference [4].

Figure 1 shows the MCNP model of the TRIGA Mark III reactor. The visualization is achieved with the software Vised [5]. Only radial beam tubes are shown, however, tangential beam tubes are also included in the model. As it can be seen, the reactor core is placed next to the thermal column as it is done physically when it is necessary to realize experiments in the beam tubes.

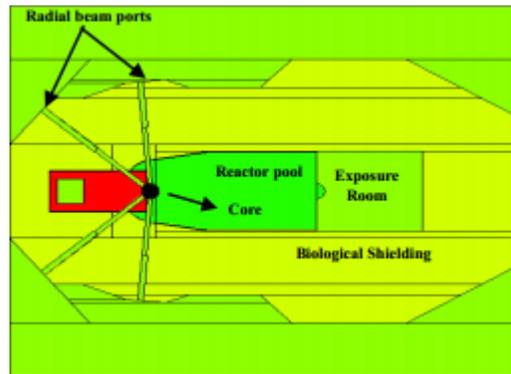


Figure 1. TRIGA Mark III Reactor Model

All the elements of the reactor core (fuel rods, control rods, graphite elements, central thimble and in-core experimental facilities) with their dimensions and material composition were modeled in detail and taken from reference [6]. The temperature of the fuel elements when the reactor operates at a power of 1 MWth was also taken from reference [6]. This will be the power of the reactor to perform neutron radiographies.

Figure 2 shows the TRIGA reactor core pointing out the new in-core experimental facilities. This new core configuration was established in 2012 as described in detail in reference [2].

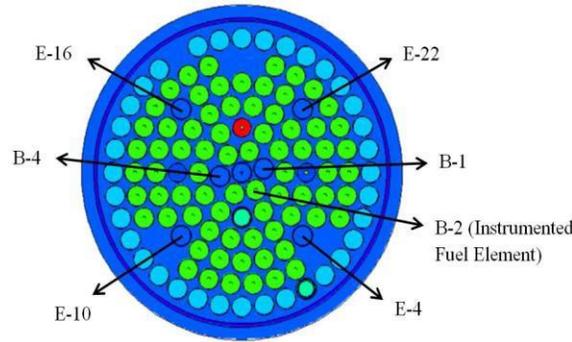


Figure 2. TRIGA Mark III Reactor Core

Fresh fuel composition was considered in the simulation taken into account that the TRIGA reactor operates for around 20 effective days per year since the change of the core configuration. Hence, the burn up of the fuel is not considerably high and no significant differences would be appreciated assuming fresh fuel. The initial fuel composition is shown in reference [4].

A criticality calculation was done obtaining a k_{eff} value of 1.00028 ± 0.00047 . The reactivity excess is only 28 pcm, being standard deviation of 47 pcm, it can be considered that the reactor is critical.

Once the k_{eff} value was calculated, the next steps were to obtain the neutron flux at the exit of the TW1 beam tube and also the dose rate due to neutrons and photons. The procedure of calculation is described in the following subsections.

2.1. Neutron Flux Calculation

F5-MCNP tallies were employed as point detectors to obtain the neutron flux. The structure of this tally is the following [7]:

$$F75:N \quad X \ Y \ Z \ R$$

Here 75 is the tally number where the last digit, 5, denotes the F5 tally type; the letter N specifies that the tally is for neutrons; the values of X, Y, and Z specify the coordinates of the point detector and R designates the radius of a spherical exclusion zone surrounding the detector point expressed in centimeters.

The values obtained with MCNP for the neutron flux should also be scaled. For this task, equation (1) is employed [8]:

$$\Phi \text{ (n/cm}^2\text{s)} = \frac{P_{\text{core}}(W)\nu(n/\text{fis})}{1.6022 \times 10^{-13} \text{ (J/MeV)} Q(\text{MeV/fis}) k_{\text{eff}}} \frac{1}{k_{\text{eff}}} F5\text{tally} \text{ (1/cm}^2\text{)} \quad (1)$$

From the previous equation, is clear that an appropriate k_{eff} value is essential to scale the neutron flux. If the user wants to obtain the neutron flux depending on its energy (thermal, epithermal, and fast), an energy card must be used also in conjunction with the F5 tally. The values of the energy bins are defined by the user. In all calculations, the following energy bins were employed:

- Thermal neutrons \rightarrow 0 – 4e-7 MeV
- Epithermal neutrons \rightarrow 4e-7 – 1e-3 MeV
- Fast neutrons \rightarrow 1e-3 – 10 MeV

2.1.1. Neutron flux without collimators

Before considering the collimation of the neutron beam, the calculations were done only by placing graphite cylinders inside the other tangential beam tubes as it can be seen in Figure 3. Graphite reduces the leakage of the neutrons due to its function as a reflector and hence, increases the neutron flux at the exit of the TW1 beam tube.

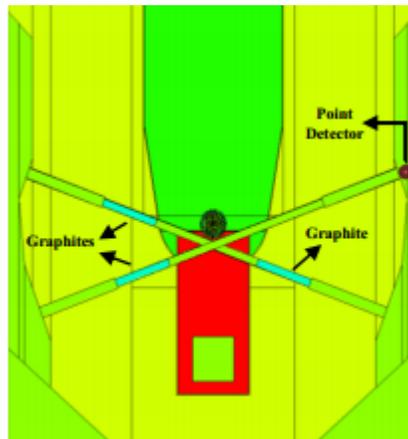


Figure 3. Point Detector Located at TW1 Beam Port

The F5 tally used to calculate the neutron flux was placed exactly at the exit of the beam tube TW1 trying to adjust it in the middle of the tube as can be seen in the previous figure. The structure of this tally was the following:

```

Coordinates where the detector is placed
f5:n 404.0326 101.9858 6.35 (2.5) → Radius of the spherical
fm5 8.4147E+16 → exclusion zone
e5 4.7e-07 1e-03 10 → Scaling factor (calculated employing equation 1)
Neutron energy bins
    
```

2.1.2. Neutron flux with collimators

Two arrangements of collimators were initially proposed; the first one is cylindrical having borated paraffin, boral, and lead as materials. The total length of this collimator is 15.4 cm. The second collimator is conic and has boral, paraffin, and cadmium as materials and its total length is 50 cm. In Appendix A a more detailed description of their characteristics and dimensions can be seen.

These two arrangements of collimators were modeled and placed inside the beam tube TW1. The composition of each material was taken from reference [3]. Figure 4 shows the MCNP model with the collimators.

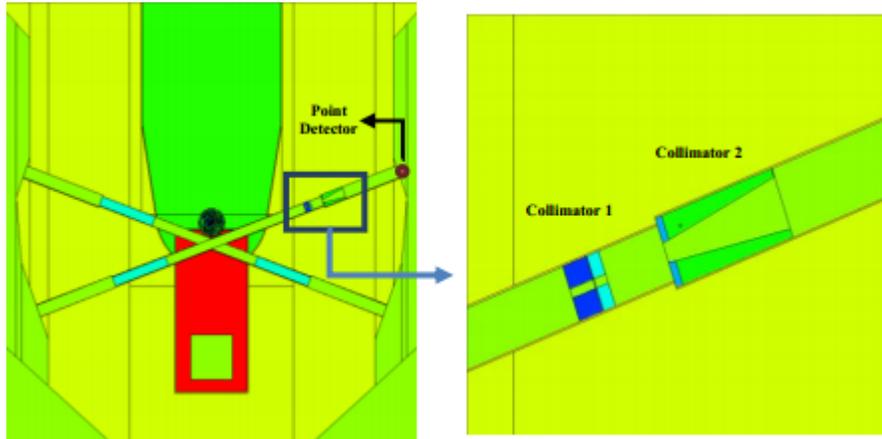


Figure 4. Location of the Collimators in the Model

An F5 tally was placed at the exit of the beam tube in the same way described in Subsection 2.1.1. Since the materials of the collimators attenuate considerably the neutrons and photons, more particle histories and variance reduction techniques need to be considered in the simulation to obtain reliable results. The most common technique is the geometric splitting and Russian roulette [7] and they were employed in this work. A total of 500,000 particles histories with 50 inactive cycles and 550 active cycles were used in the simulations. To verify that the code converged employing 50 inactive cycles, a plotting of the k_{eff} versus the number of cycles was done having the convergence at approximately 47 inactive cycles.

2.2. Dose Rate due to Neutrons and Photons

MCNP has the option to transform flux directly to dose rate establishing the proper conversion factors in a table. The structure of this table from neutron flux to dose rate is shown below. For the calculations, the conversion coefficients of ambient dose equivalent, $H^*(IO)$, were employed. These values were taken from reference [9].

c ---Conversion factors (neutron flux to dose rate in rem/hr)---

DE0	2.50e-08	1.00e-07	1.00e-06	1.00e-05	1.00e-04	1.00e-03	1.00e-02	1.00e-01
	5.00e-01	1.00e+00	2.50e+00	5.00e+00	7.00e+00	1.00e+01	1.40e+01	2.00e+01
DF0	3.67e-06	3.67e-06	4.46e-06	4.54e-06	4.18e-06	3.76e-06	3.56e-06	2.17e-05
	9.26e-05	1.32e-04	1.25e-04	1.56e-04	1.47e-04	1.47e-04	2.08e-04	1.54e-04

Here, DE0 and DF0 are the energy grid for flux to dose factors (in MeV) and the flux to dose conversion factors, respectively. The value 0 means that all the F4 or F5 tallies defined by the user in the input file to calculate flux, will be transformed to dose rate.

The same procedure is done to convert photon flux to dose rate, changing the DE0 and the DF0 values. These values were also taken from reference [9]. The result that MCNP gives to the user for the photon flux should also be scaled. Burn up calculations is necessary to obtain the scaling factor and hence, calculate the dose rate due to the photons. This task was done also with MCNP considering the total days that the TRIGA reactor has been operating at a power of 1 MWth since 2012. The output file delivers to the user the actinides and fission products produced during the fuel burnup including the activity and the percentage of abundance of the isotopes

generated [7]. Using the data of the gamma emissions of the actinides and fission products and its activity after burning, the total source of gamma radiation, which is equivalent to the scaling factor, is obtained.

3. EXPERIMENTAL PROCEDURE

In the following subsections, a briefly description of the experimental measurements for the neutron flux and the dose rate are presented highlighting the methodology followed for the flux determination.

3.1. Neutron Flux

The foil activation method [10] consists of forming arrangements placing foils of a certain material (either Au, In, Cu, Mn, etc.) alternating bare and cadmium covered foils. The neutron flux expected is low, with Indium (In) being the chosen detector material because it has high cross section and short half-live. In the tangential beam tube TW1, the experimental procedure was made measuring the subcadmic flux for neutrons with energies below 0.4 eV (the cut-off cadmium energy is approximately 0.4 eV), and the epicadmic flux with neutron energies above 0.4 eV.

Each arrangement is exposed in the neutron flux fixing certain irradiation parameters, such as: irradiation time (t_i), power (P), reactor period (T), among others.

Indium foils with an average weight of 10 mg and 5 mm of diameter were employed. The activity is measured by a high resolution spectrometry system, according to the following reaction:



In order to obtain the same reactor power and irradiation time, two identical foils were activated, one with the Cd-covered foils and other with the bare foils. The reactor is brought to a power of 1 MWth with a known period, so that the activation of the foils during the reactor start-up is also considered. As already stated, all foils were counted in a high resolution spectrometry system.

3.1.1 Subcadmic and Epicadmic fluxes

The subcadmic flux, which is defined as the flux of neutrons with energies below E_{Cd} (Threshold energy = 0.4 eV), is given by:

$$\Phi_{\text{sub}} = \int_0^{E_{Cd}} \Phi(E) dE \quad (3)$$

and the epicadmic flux is defined as the flux of neutrons with energies above E_{Cd} , is given by:

$$\Phi_{\text{epi}} = \int_{E_{Cd}}^{\infty} \Phi(E) dE \quad (4)$$

By means of some algebraic steps and taking into account the fact that the activity induced in the bare foils is due to neutrons with all energies and the activity induced in the covered foils is due to neutrons with energies above 0.4 eV, then it is needed to rest the activity of the covered foils to the activity of the bare foils. With this in mind, both fluxes are given by:

$$\Phi_{sub} = \frac{F_p P_a}{k N_A \sigma_c (1 - e^{-\lambda(t_i+T)}) \epsilon_T PPD} [n_d(t_d) e^{\lambda t_d} - F_{cd} n_{cd}(t_d) e^{\lambda t_d}] \quad (5)$$

and the epicadm flux is written by:

$$\Phi_{epi} = \frac{F_p P_a F_{cd} n_{cd}(t_d)}{k N_A ERI (1 - e^{-\lambda(t_i+T)}) \epsilon_T PPD} \quad (6)$$

In the previous equations, we considered some correction factors in order to compensate the alteration induced for the presence of the absorber material of the foils and the time taking by the reactor to reach the irradiation power:

- F_p = Thermal correction factor, is the multiplication of the self-shielding (f_s) and the flux depression f_d ;
- F_{cd} = Epicadm Factor, it corrects the decrease of the activity in the covered foils, due to the presence of the cadmium resonances;
- T = Reactor period, consider the activity induced during the time required to reach the power of irradiation.

It is also convenient to describe the following parameters included in the previous equations:

- ERI = Effective resonance integral (average cross section for fast neutrons);
- $n(t_d)$ = is the specific counting, which is equal to $N_A(t_d) e^{\lambda t_d} / t_c m$;
- t_i = irradiation time;
- t_d = decay time, counted from the irradiation final;
- P_a = Atomic weight of the material;
- PPD = Percentage of the γ of interest by disintegration;
- ϵ_T = Total efficiency of the detection system for the gammas of interest;
- k = Isotopic abundance of the material;
- N_A = Avogadro number;

3.1.2 Assembly and irradiation of foils

An arrangement of 10 round-shaped foils of Indium with a diameter of 5 mm and a thickness of 0.0020 mm, were placed on a piece of cardboard, five of them were covered with cadmium and the other five uncovered, arranged in pairs (covered and bare).

This arrangement was placed in the tangential beam port TW1 as it is shown in the Figure 5; two measurements were done: the first one was done without collimators, the second one with collimators.

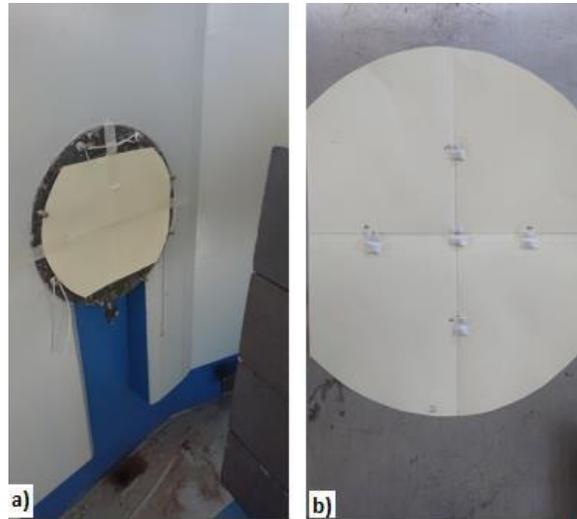


Figure 5. a) Location of the Indium foils at the TW1 port, b) Foils assembly

After irradiating the foils for a certain time, the gamma activity of each of them are measured using a high resolution gamma spectrometry system with a Hyperpure Germanium (HPGe) detector. Considering the decay time t_d that has elapsed since the end of the irradiation until the moment of counting for each foil.

Figure 6 shows a bare foil irradiated and also the geometry counting for this foil. The equipment is located in the reactor hall.

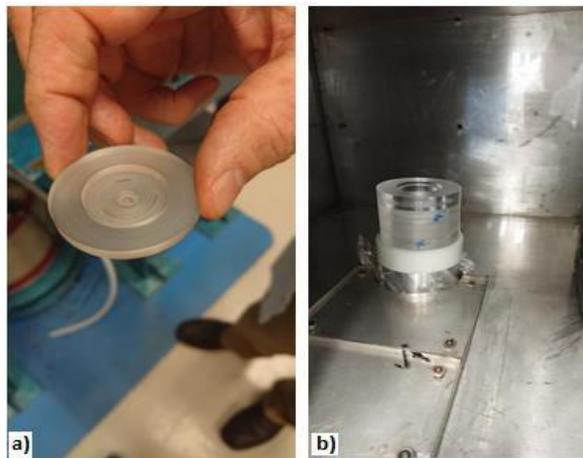


Figure 6. a) Bare Foil , b) Geometry counting

Once the gamma activity is known, the calculation of the subcadmic and epicadmic fluxes can be done. The calculations of the activities, the subcadmic and epicadmic fluxes and the efficiencies in the energies of interest, were carried out with the CAFLU computer program, which gives a list of the mentioned fluxes, the activities of the foils and the cadmium rates for each pair of foils.

3.2 Dose Rate due to Neutrons and Photons

Keeping in mind the safety of the exposed workers and experimenters in the surrounding area of the reactor shield [10], e.g. at beam tubes, thermal column, etc., it is necessary to measure the radiation levels with the operating reactor. This experiment measures the radiation level in the surroundings of the tangential beam port at 1 MWth.

Two measurements were done in the tangential beam port: initially without collimators and the second one with the collimators placed inside the beam tube.

The following are the main instruments required during this experiment:

- A portable gamma dose rate and count rate monitor (Ion Chamber, Ludlum brand, model 9-7);
- A portable neutron dose rate monitor (Cylindrical BF3 Neutron Detector, Eberline brand, ESP-1).

4. RESULTS

The following subsections present the results obtained with the Monte Carlo code MCNP and the experimental measurements doing a proper comparison to verify and validate the model.

4.1. Neutron flux without Collimators

Table I presents the results obtained for the subcadmic flux at the exit of the beam tube TW1.

Table I. Subcadmic neutron flux

	ϕ_{sub} (neutrons/cm ² s)
Experimental	2.38E+08
MCNP6	2.05E+08
Relative Error (%)	1.40E+01

As it can be seen, the relative error between the final values is less than 15 % (same order of magnitude) giving a very good agreement between experimental measurements and numerical results. The experimental procedure includes uncertainty due to the low neutron fluxes measured; however, both results are in the order expected according to the value presented in Ref. [1].

4.2. Dose Rate without Collimators

Table II shows the dose rate values due to neutrons and photons calculated with MCNP6 and those obtained experimentally.

Table II. Dose rate due to neutrons and photons

	Neutron dose rate (mrem/hr)	Gamma dose rate (mSv/hr)
Experimental	4.45E+06	6.73E+03
MCNP6	5.01E+06	6.01E+03
Relative Error (%)	-1.27E+01	1.06E+01

The dose rate calculations for both neutrons and photons have very good agreement. The relative errors are above 10%; however, it should be mentioned that the experimental values were estimated based on an extrapolation due to the saturation of the detectors.

4.3. Neutron flux with Collimators

Table III shows the results obtained for the subcadmic flux at the exit of the beam tube TW1 with the two arrangements of collimators placed inside this tube (see Figure 4).

Table III. Subcadmic neutron flux

	ϕ_{sub} (neutrons/cm ² s)
Experimental	8.11E+06
MCNP6	6.86E+06
Relative Error (%)	1.54E+01

As mentioned previously, the expected thermal neutron flux to perform neutron radiographies must be greater than 10⁵ neutrons/cm²s. The results shown in Table III confirm that the neutron flux at the exit of the beam tube TW1 is more than enough to perform neutron radiographies suitably.

MCNP calculation is in a good agreement with the values obtained experimentally having a relative error of around 15 %. Main differences are due to the incorporation of the collimators since the materials are basically a shield decreasing the amount of neutrons that reach the tangential port, affecting the statistics even when a variance reduction technique is applied. Hence, more particle histories or active cycle should be used to improve the statistics.

4.4. Dose rate with Collimators

Table IV shows the dose rate values due to neutrons and photons when the collimators are considered.

Table IV. Dose rate due to neutrons and photons

	Neutron dose rate (mrem/hr)	Gamma dose rate (mSv/hr)
Experimental	1.26E+05	2.42E+02
MCNP6	1.02E+05	2.00E+02
Relative Error (%)	1.90E+01	1.75E+01

The results calculated with MCNP have a relative error of around 18 % with respect to those obtained experimentally. Such as the flux calculation, the differences are due to the incorporation of the collimators; however, it can be seen a proper approximation to the experimental results, maintaining the appropriate order of magnitude in the neutron and gamma dose rates.

5. CONCLUSIONS

The TRIGA reactor model can predict with good agreement the values of flux and dose rate according to the final results shown in this work. This means that with this model, the reactor staff can know different parameters in all the experimental facilities of the reactor using this reactor model.

The neutron flux obtained in the beam port TW1 ensure that neutron radiographies can be performed; however, the gamma component is still very high affecting not only the procedure to apply the neutron radiography but also the safety of the reactor staff causing them a possible overexposure. A shielding facility will be designed to reduce the neutron and gamma dose at the moment of the reactor operation but also a new collimator design in conjunction with Bismuth, is considered to reduce the gamma emissions considerably without affecting the neutron flux. Bismuth is used as gamma filter in many research reactors to perform neutron radiographies due to its physical properties ($Z = 83$, $\rho = 9.78 \text{ g/cm}^3$, melting point = $271.3 \text{ }^\circ\text{C}$).

Next tasks will be the design of the shielding facility and the incorporation of the new materials in the MCNP model calculating the neutron and gamma dose rate to verify that the values of dose are reduced to the permissible level and neutron radiographies can be performed with no radiological risk.

ACKNOWLEDGMENTS

The authors acknowledge the financial support received from the strategic project No. 212602 from the Sector Fund for Energy Sustainability CONACyT-SENER.

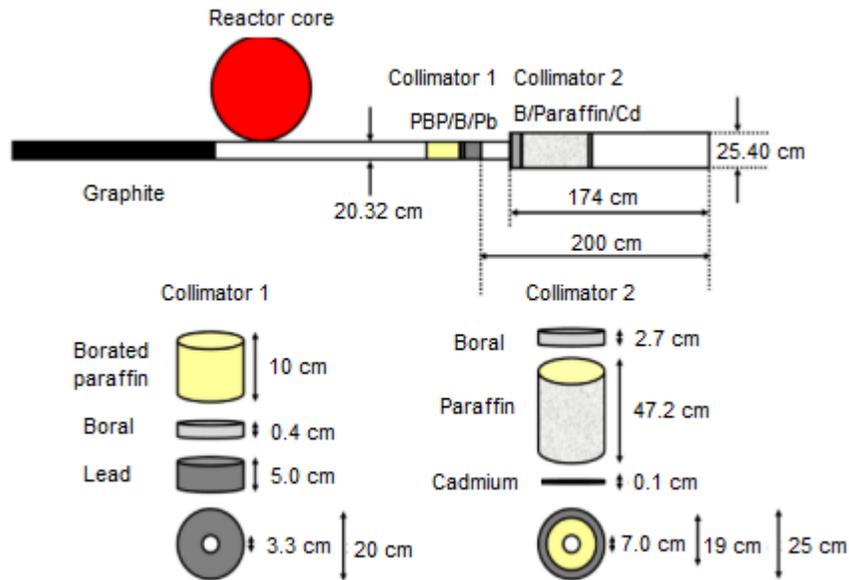
REFERENCES

1. J. Altamirano, N. Segovia and M. Monnin, "Development of a Neutron Radiography System at the TRIGA Mark III Reactor of the Nuclear Center of Mexico," *Neutron Radiography: Proceedings of the First World Conference*, San Diego, California, December 7–10, 1981 pp. 119-126 (1981).
2. Arturo Delfín Loya, Samuel Vargas-Escamilla, Armando Miguel Gómez-Torres, Edmundo Del Valle Gallegos, "Verification of a Triga Mark III MCNP model for neutron flux calculations," *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, **10**, pp.146-163 (2016).
3. R.J. McConn Jr, C.J. Gesh, R.T. Pagh, R.A. Rucker and R.G. Williams III, *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, USA (2011).
4. Jaime Hernandez-Galeana, Juan Galicia-Aragón, Armando Gómez-Torres, Carlos Filio-López, "Fuel Loading, Criticality and Control Rod Worth Calculations of the TRIGA Mark III Reactor using Serpent and MCNP," *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, **13**, pp.38-60 (2019).
5. A.L Schwarz, R.A Schwarz, A.R Schwarz, *MCNPX/6.1 Visual Editor Computer Code Manual* (2018).
6. Juan Galicia-Aragón, Juan Luis François-Lacouture, Fortunato Aguilar-Hernández, "Estimation of the Fast Neutron Fluence in Laguna Verde RPV-Steel Specimens Simulating their Irradiation in a TRIGA Reactor," *Progress in Nuclear Energy*, **88**(C), pp.264-276 (2016).

7. D.B Pelowitz, A.J. Fallgren, G.E. McMath, *MCNP6 User's Manual, Code Version 6.1 Ibeta*, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, Nuevo México, USA (2014).
8. L. Snoj and M. Ravnik, "Calculation of Power Density with MCNP in TRIGA Reactor," *International Conference: Nuclear Energy for New Europe 2006*, Portorož, Slovenia, September 18–21, 2006 (2006).
9. ICRP, *ICRP Publication 74: Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, 213, SAGE Publications (1997).
10. IAEA, "Hands-On Training Courses Using Research Reactors and Accelerators", Training Course Series, (2014).

APPENDIX A

The two arrangements of collimators are shown in the following figure, including their dimensions.



Uncompromised Reliability in BWR Fuel

Juan Casal, Uffe Bergmann and Pascal Jourdain

Westinghouse Electric Sweden

SE-721 63 Västerås, Sweden

casalji@westinghouse.com; bergmauc@westinghouse.com; jourdapa@westinghouse.com

Abstract

Westinghouse is engaged in a continuous evolution of a wide range of BWR, PWR and VVER fuel designs. This paper provides an overview of the solutions developed in order to enhance the reliability of the current and future BWR fuel assembly designs, such as the SVEA-96 **Optima3**TM and **TRITON11**[®] designs. Given the severe consequences, on plant operation costs, of unplanned operation disruptions and/or extended outage work due to fuel issues, Westinghouse consistently works on developing solutions to eradicate or mitigate those unwelcomed events. The scope encompassed within the fuel reliability concept in this paper extends beyond the traditional modes of fuel failure and includes channel distortion analysis and mitigation. Particular attention is given to the industry-predominant fuel failure mode in BWR plants, fuel rod cladding fretting by debris caught at the spacer grids. Westinghouse's first line of defense is to prevent any harmful debris from entering the fuel bundle region by means of an effective debris filter at the fuel assembly inlet, such as the new **StrongHold**[®] debris filter, whose performance is evaluated by a well-controlled systematic test methodology. Finally, the successful development of a solution to the second most frequent failure mode in BWR plants, cladding failures as a result of excessive pellet-cladding interaction (PCI), in the form of a soft inner liner is discussed.

1. INTRODUCTION

The continued development of Nuclear Fuel at Westinghouse, be it for BWR, PWR or VVER plants, is traditionally pursued as an incremental evolution from proven designs with the clear objective to enhance the performance and manufacturability of those fuel assemblies. However, together with enabling enhanced thermal margins, uranium utilization, and thermal-hydraulic characteristics leading to reduced fuel cycle costs, Westinghouse decisively focused on further enhancing the reliability of these products. In BWR plants, such as those at the Laguna Verde NPP site, unplanned power reductions and shut-downs to identify leaking fuel, as well as extended outages to address fuel-related issues, are extremely expensive and can easily erode the expected benefits of a given fuel assembly design versus another one. An example of this continuous, evolutionary work is described in Reference [1].

World-wide experience shows the difficulties in fully eliminating the root causes behind those disruptions, both as a result of the aging of the units, with the corresponding maintenance work

on them, but also as a result of more aggressive operation modes in order to remain a competitive energy source.

This paper provides an overview of the systematic work performed at Westinghouse to enhance the reliability of its fuel portfolio with focus on present and emerging challenges in the BWR industry. For this purpose, the concept of fuel reliability is extended to encompass a condition that not necessarily leads to a fuel failure, but to a mechanical distortion with unacceptable consequences for the continued use of the affected assemblies. We are referring to the excessive fuel channel distortions observed in many plants in connection to a transition to long cycles (20+ months). Naturally, the two main fuel failure modes in the BWR industry, debris fretting and PCI, are covered. However, the field is broad and other aspects such as specific plant operational issues, the impact of coolant chemistry, or the reliability of control rod blades (CRB), which can also negatively impact the plant operation are not considered in the present work.

Global operation experience shows that the number of BWR Units with fuel failures, on a yearly basis, has remained more or less constant during the last 2-3 decades, in spite of the consistent work to address the causes behind. This doesn't necessarily imply that those efforts have been futile, but that, at the same time, the evolving operating conditions were simultaneously becoming more challenging for the fuel. A number of reasons can be easily identified: extended power uprates, more aggressive loading patterns, longer cycles, higher burnup, but also the natural ageing process, with increased maintenance work (an obvious source of debris), etc. At the same time, the reduction of the global BWR fleet, including the shut-down of plants with a very positive track record regarding fuel failures, has led to the unfortunate observation that the fraction of plants affected has recently increased.

This is a complex multi-disciplinary issue, not only involving the fuel developers and manufacturers, but also plant operators and maintenance organizations. There is abundant material on the subject in the literature. In particular, the different Fuel Suppliers have adopted slightly different approaches to address issues of sometimes very low probability of occurrence or with significant uncertainties.

In this paper we discuss the three most relevant reliability issues regarding modern BWR fuel and how Westinghouse developed successful solutions to them:

- Fuel channel distortions, leading to operational issues
- Fuel rod failures due to fretting originated in debris caught in the fuel spacer grids
- Fuel rod failures due to stress-corrosion cracking driven by PCI.

2. RELIABILITY ISSUE: CHANNEL BOW

In the late 1990's and early 2000's, many BWR plants in particular in the United States decided to transition their operation from 12-18 month cycles to 24-month cycles, together with an unrelenting strive to increase discharge burnup. This decision led to the reappearance of an early-observed phenomenon in the BWR industry: the geometrical distortion of the fuel channels. This distortion, known as channel bow, became a serious concern to those plants, in many cases

leading to extended outages and a comprehensive replacement of those distorted channels with new ones.

The negative consequences of the geometrical distortion of the fuel channels concerned three different areas, often simultaneously. It significantly increased the risk of interference with the neighboring control rod blade, challenging its maneuvering. The affected fuel assembly and its surrounding fuel assemblies would see a distorted distribution of inter-assembly water gaps, leading to reduced thermal margins. And, finally, the impossibility of withdrawing all the CRBs towards the end of the cycle would lead to a loss of reactivity and consequently a reduced cycle length.

The mechanisms causing channel bow are more pronounced in 24-month cycle operation, and they can mutually reinforce each other. On one side, there is a fluence gradient-induced bow, caused by the differential growth of the channel sides due to sustained irradiation with fast neutrons (>1 MeV). This will lead to a bow in direction of fast fluence gradient. On the other hand, there is a shadow corrosion-induced bow. This is due to the sustained exposure to a control rod blade which causes oxidation (or “shadow corrosion”) on channel sides facing the blade. The early control rod presence with corresponding enhanced hydrogen pickup in the neighboring channels may result in higher irradiation growth later in life. This will lead to channel bow in the direction of the control blade.

2.1. Westinghouse Solution: Low Tin ZIRLO™ Channels

Based on the successful experience of the ZIRLO® cladding materials for PWR fuel, Westinghouse developed the robust Low Tin ZIRLO material for channels, sub-channels (such as the SVEA water-cross), and Water Rods [2]. This Zirconium alloy provides not only high dimensional stability, but thanks to its low irradiation growth, its use enables operation with very low channel bow (maximum 5 mm) at fuel discharge under the most challenging operating conditions, as shown in Figure 1. This is just a minor fraction of the channel bow levels observed in Zircaloy-2 channels operated under identical conditions (located in the same control cells as the Low Tin ZIRLO channels). This material also provides a robust load chain to bearing components, as the Water Rods of the TRITON11 fuel concept. Corrosion resistance and low hydrogen pick-up are the key enabling factors.

With over 2200 Low Tin ZIRLO channels already delivered and utilized, this is Westinghouse mature and proven solution to the channel bow issue.

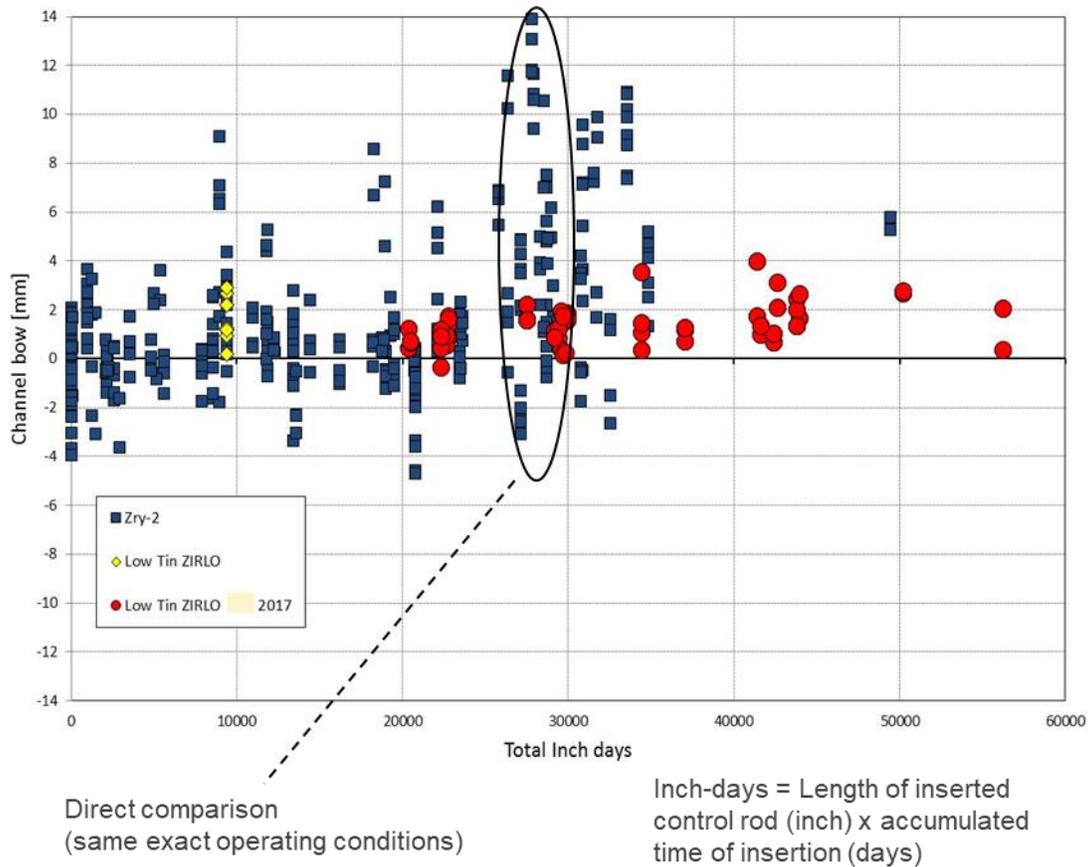


Figure 1. Bow measurements on Low Tin ZIRLO channels with early control rod operation in 24-month cycles

3. RELIABILITY ISSUE: DEBRIS FAILURES

By far, the dominant failure mode in BWR Fuel is the one caused by a sustained fretting of debris caught in a spacer grid. The estimated cost of such failures is in the ranges from 3 to 8 MUSD per failure incident.

Thin metal wires or shavings are the main concern. Wires down to ~0.2 mm (8 mils) thickness and ~7 mm (0.28 inch) length are found to cause failures. Such small particles are hard to capture by the plant filtration system(s). Despite the efforts by the plant operators to reduce the presence of such debris (by highly relevant Foreign Material Exclusion programs), a water-tight process has been and is almost impossible to achieve. Large amounts of hidden/trapped debris are not easily accessible and are brought in circulation during start-up. In addition, new debris is constantly generated by wearing of moving parts.

The flow velocity in the lower plenum can lift any small metal objects. Current BWR fuel debris filters, with no line of sight, easily stop larger objects (spherical dimension greater than

~1.5 mm). However, thin metal wires remain a major challenge in BWRs. They are abundant in feed water (found e.g., in cyclone traps), are difficult to capture and have proven to cause failures. Fresh fuel assemblies in plants with high power density are most often affected.

Therefore, a debris filter at the fuel inlet is an important first line of defense and Westinghouse started the development of a new improved debris filter for BWR fuel in 2018, with the help of an Optimized Filter Testing Methodology [3].

3.1. Optimized Filter Testing Methodology

Determining the actual efficiency of a debris filter is not trivial and a poor filter may look good if not challenged sufficiently. At the same time, the test results are highly dependent on the test methodology employed and usually those results cannot be compared to the results obtained using a different methodology. Ideally, this methodology would be available both for scoping efforts and for the selection of the best filter design. Moreover, with appropriate set-ups and instrumentation, the identification of potential weaknesses would become feasible.

The measured filter efficiency for thin wires will depend on multiple parameters and factors, such as

- Wire length and diameter (typically quoted)
- Wire shape
- Material properties (stiffness, hardness)
- Number of wires injected (statistical confidence)
- Number of flow oscillations (additional trials)
- Hold time at nominal flow

In the Westinghouse Tegnér Laboratory in Västerås, Sweden, the Debris Filter Test Loop (see Fig. 2) is equipped with all the necessary instrumentation to enable measurements of filtration efficiency with 1% accuracy. Key parameters include:

- Types of injected wires
 - o Length: 5-15 mm (0.2-0.6 inch)
 - o Diameter: 0.1-0.2 mm (4-8 mils)
 - o Material: Copper or stainless steel
- Wire shapes
 - o Four different basic shapes selected to cover debris observed in plants
- Scoping: Wires sized and measured to given length before shaping them (shaped wires become shorter)
- Verification: Wires sized and measured to given length after shaping them
- Test configurations
 - o Scoping: Simplified, fully transparent test section containing only debris filter
 - High-speed video recording
 - o Verification: Partial-length fuel channel connected to a complete set up of fuel inlet components
- Testing procedure
 - o 100 wires of given type and four different shapes (4×25) injected
 - o Flow oscillated (0-max-0-max-..) to give each wire multiple changes of passing filter

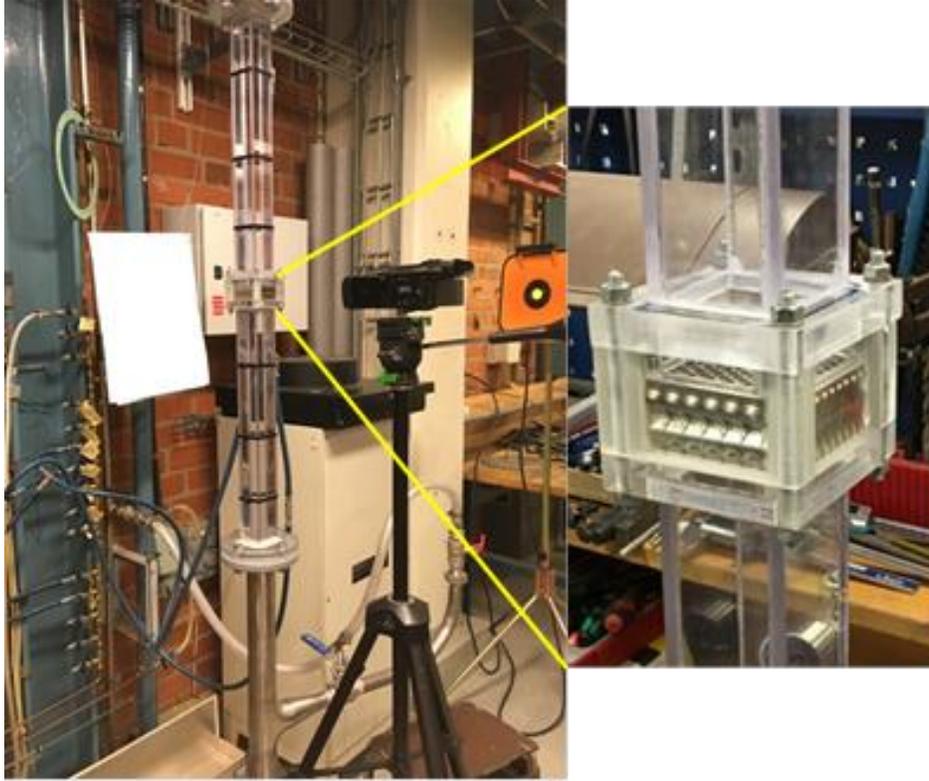


Figure 2. Westinghouse Debris Filter Test Loop

3.2. Westinghouse Solution: The StrongHold® Debris Filter

The new StrongHold filter design builds on similar “central wavy obstacle” as in the previous **TripleWave+™** (TW+) debris filter concept and can be considered as a further development of this design. In the case of StrongHold, the inlet flow is divided into narrow square-shaped flow channels by introduction of perpendicular walls, as shown in Figure 3.

Moreover, the StrongHold filter is made through Additive Manufacturing (AM), i.e., it is built in one piece by laser fusion of metal powder (the so-called 3D-printing) and, as a matter of fact, this concept includes advanced internal debris capturing design features only possible with an AM process.

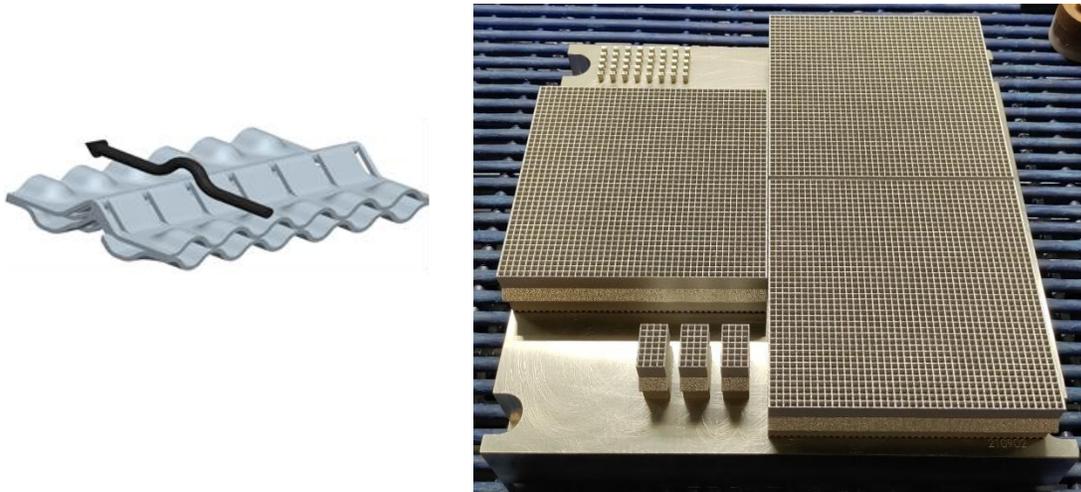


Figure 3. The TripleWave+ concept (left) and the new Stronghold AM filters (right)

The extraordinary capture efficiency of the StrongHold AM filter is demonstrated by the following test results:

Table 1. Filter efficiency for stainless steel scoping wires of 0.2 mm diameter

Wire Length	7 mm	10 mm	12 mm	15 mm
TW+ (latest generation)	23%	75%	96%	100%
StrongHold AM	100%	100%	100%	100%

Table 2. Filter efficiency for stainless steel verification wires of 0.2 mm diameter

Wire Length	5 mm	7 mm	10 mm
TW+ (latest generation)	-	-	81%
StrongHold AM	99%	100%	100%

For StrongHold AM filters, the threshold of 100% capture efficiency in terms of wire length is 7 mm for scoping wires and 5 mm for verification wires [4]. Based on geometrical considerations, wires shorter than 7 mm are not considered harmful to the fuel rods since they are generally too short to get caught in a spacer grid and at the same time being able to reach the cladding.

StrongHold AM Lead Test filters of are already installed and operating in several fuel assemblies in two Nordic BWR units since May 2022 and will undergo inspections every year, prior to full deployment in reload scale from 2026.

4. RELIABILITY ISSUE: PELLETT-CLADDING INTERACTION

Historically, the second most frequent failure source in BWR fuel rods is the so-called PCI-failure. The failures due to pellet cladding mechanical interaction (PCMI) can be viewed as a result of three different failure mechanisms: stress corrosion cracking (SCC), hydriding embrittlement strain failure (HESF) and delayed hydride cracking (DHC). From ramp tests, it is known that a failure could involve multiple failure modes, for instance with a crack that could be initiated by SCC at the inner clad surface and eventually combined with HESF or DHC started from the hydrided rim of the outer part of the cladding. However, the ramp test simulation results indicate that the SCC failure mode is most likely the dominating failure mechanism, based on the observations that at lower hoop stress levels, SCC might get initiated earlier than any of the other failure modes.

SCC is a process in which cracking initiation and propagation in the Zircaloy cladding material occur in a chemically aggressive environment. PCI/SCC failures are initiated when the cladding experiences high local stresses due to pellet expansion simultaneously with the chemical reaction of aggressive fission products on the inner surface of the cladding. This cracking occurs at stresses lower than the yield strength of the cladding material.

The stress corrosion agent responsible for the PCI cracking is believed to be iodine (either in elemental form or as ZrI_4), and/or cadmium (probably in combination with cesium) which are frequently detected in post-irradiation evaluations (PIE) of ramp tests.

4.1. Westinghouse Solution: The ZrSn liner

The Westinghouse ZrSn (Zirconium-Tin) liner barrier on the inside of the cladding [5], used for PCI protection, has a perfect track record: with over 2 million fuel rods delivered to all types of BWR units, operating under the most diverse conditions, no PCI failure has ever been observed for Westinghouse 10x10 lined fuel, nor on the previous 8x8 product with liner. Further assurance of PCI margin comes from a reliable and efficient manufacturing process and the enhancement by introduction of UO_2 pellets with additives, the ADOPT™ (Advanced Doped Pellet Technology) concept.

This flawless record includes:

- No failures even after long operating time with deeply inserted control rods in mono-sequence of typically 10 months.
 - o Prepared cells have typically fuel with 25-35 MWd/kgU at BOC
- No failures even as a result of Missing Pellet Surface.

The well-proven efficiency of the Westinghouse Zr-Sn liner has made it attractive even for PWR plants.

5. CONCLUSIONS

The high-level overview of the main initiatives in the fuel reliability area shows that Westinghouse remains focused on addressing the historical and emerging challenges to reliable/unperturbed plant operations regarding Nuclear Fuel.

As a result of these efforts, Westinghouse offers:

- The Low Tin ZIRLO channel material with proven capacity of withstanding the control rod blade sequence strategies chosen for long cycle operation.
- The StrongHold debris filter with demonstrated capacity of restricting the access of potentially dangerous debris to the fuel bundle section.
- The fuel rod cladding ZrSn liner concept with a flawless record of PCI-failure protection.

Consequently, an uncompromised reliability combined with the most efficient fuel design and control rod blade concepts in the industry, maximizes the Customer benefits when choosing components from the Westinghouse BWR Fuel portfolio.

REFERENCES

1. U.C. BERGMANN, L. HALLSTADIUS, M. JINNESTRAND, J. KING, “Westinghouse SVEA Fuel Evolution and Management”, *in proceedings of TopFuel 2012*, Manchester, UK (2012)
2. B. ANDERSSON, U. BERGMANN, M. DAHLBÄCK, et. al., “Advantages Gained by Introducing Low Tin ZIRLO™ as BWR Channel Material”, *in proceedings of TopFuel 2015*, Zurich, Switzerland, (2015)
3. U. BERGMANN, F. WALDEMARSSON, “Development and Testing of BWR Fuel Debris Filter”, *in proceedings of TopFuel 2019*, Seattle, WA, USA, (2019)
4. U.C. BERGMANN, P. JOURDAIN, F. WALDEMARSSON, “Debris Capture Performance of StrongHold Filter for Westinghouse BWR Fuel,” *in proceedings of TopFuel 2021*, Santander, Spain, October 24-28, 2021
5. M. LIMBÄCK, M. DAHLBÄCK, P. TÄGTSTRÖM, P. JOURDAIN, et. al., “Westinghouse Optimized BWR Cladding and Channel Materials”, *in proceedings of TopFuel 2001*, Stockholm, Sweden (2001)

TRITON11, StrongHold, Low Tin ZIRLO, ADOPT, TripleWave+ and ZIRLO are trademarks or registered trademarks of Westinghouse Electric Company LLC, its affiliates and/or its subsidiaries in the United States of America and may be registered in other countries throughout the world. All rights reserved. Unauthorized use is strictly prohibited. Other names may be trademarks of their respective owners.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica VII

Física, Tecnología y Diseño en Fusión

Generación de 1.4 T de campo magnético a partir de distintas distribuciones de conductores de cobre en bobinas toroidales del Tokamak ‘T’.

E. Chapa, M. Salvador, H.K. Cantú, L.F. Garza, A. Aguilera
Grupo de Investigación de Fusión, Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica,
Universidad Autónoma de Nuevo León
Pedro de Alba S/N, ciudad universitaria, San Nicolás de los Garza, N.L., México
emiliochvi@gmail.com, max.salvadorhr@uanl.edu.mx

Resumen

El presente artículo trata sobre la generación de campo magnético a través de un arreglo toroidal de bobinas que son capaces de generar 1.4 T para confinamiento magnético en plasmas, los estudios se han propuesto para el Tokamak de Baja Razón de Aspecto “T”, en este tipo de arreglo observaremos la ecuación de forma de la bobina toroidal *D-shaped*, el efecto del rizado para la compactación cerrada de campo, el procedimiento para generar N cantidad de bobinas, consideraciones en el diseño del conductor, simulaciones con diferentes números de vueltas por bobina así como simulaciones de elemento finito para la generación de campo durante la descarga de un dispositivo de confinamiento magnético.

1. INTRODUCCIÓN

Desarrollar una reacción termonuclear consiste, dentro de los reactores de fusión, en generar, controlar, equilibrar y confinar al plasma, el cual tiene como característica lo que se conoce como “cuasineutralidad” y que, por definición, para lograr unir a los núcleos estos tienen que vencer la repulsión de *Coulomb* empleando altas temperaturas.

Dentro del plasma se encuentran protones y electrones que obedecen las leyes del electromagnetismo y esto es lo que se pretende conseguir con una instalación de confinamiento magnético. En el mundo de la fusión nuclear disponemos de diferentes tecnologías con las que se pueden alcanzar reacciones termonucleares, siendo que algunas de estas son las cámaras de confinamiento magnético conocidas como Tokamak (*TOroidal'naya KAmera s MAgnitnymi Katushkami*, del ruso) y pudiendo ser esféricos, de Baja Razón de Aspecto (*LAR*, en inglés) y de Alta Razón de Aspecto (*HAR*, en inglés), *Stellarators*, Configuración de Campo Reversible (*RFC*, por sus siglas en inglés), entre otros, pudiendo entonces disponer de energía renovable a partir de este tipo de dispositivos.

Los Tokamak fueron las primeras máquinas que se desarrollaron en pos de la energía por fusión, estos fueron desarrollados en la Unión Soviética [1], y con el paso del tiempo se han logrado obtener parámetros muy interesantes que ayudan a mejorar la vida del plasma. Entre los parámetros más importantes está la densidad (n_e), la temperatura (T) y el tiempo de confinamiento (τ); a este triplete de parámetros se le conoce como criterio de *Lawson* ($nT\tau$) y

debe ser del orden de los $10^{21} \text{ keV} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ o mayor [2], siendo que *Lawson* demostró en 1957 que el producto de la densidad de iones y el tiempo de confinamiento determina las condiciones mínimas para la fusión productiva [3].

Actualmente existe un *Tokamak* que promete alcanzar el ansiado *breakeven* o ignición del plasma para lograr la fusión por confinamiento magnético y es el Reactor Termonuclear Experimental Internacional (ITER), pero antes de él, tanto el TFTR de Princeton, EE.UU [20], como el JET del Centro de Ciencias de Culham [21], lograron una ganancia energética redituable que lanzó a la construcción de ITER [2], en Francia.

Los *Tokamak* como máquinas de confinamiento magnético operan mediante un campo toroidal generado por un arreglo de bobinas toroidales, que podemos decir que es el principal campo que tiene, aunque no el único, ya que no se puede llegar al confinamiento si no se tiene un campo poloidal (*PF*, por sus siglas en inglés) que proporcione equilibrio al plasma y éste nace de la misma columna de plasma [4]. El *Tokamak* "T" es un *Tokamak* de Baja Razón de Aspecto (*LAR*, en inglés); un dispositivo con estas características permite un adecuado campo de confinamiento, es decir una moderada β , y un arreglo de bobinas toroidales que mecánicamente pueden ser refrigeradas para cada pulso de corriente [18,19, 22].

Al tener una corriente fluyendo por un conductor, como lo es el caso del arreglo de las bobinas toroidales, aparece un campo magnético y con algunas consideraciones extras *Jean Baptiste Biot* y *Félix Savart* [5] llevaron a cabo algunos experimentos para medir la fuerza que genera un campo eléctrico sobre algún elemento con características magnéticas conociéndose como la ley de *Biot-Savart* siendo esta la ecuación (1):

$$d\vec{B} = \frac{\mu_0 I}{4\pi} \int \frac{d\vec{s} \times \hat{r}}{r^2} \quad (1)$$

Ya que estos conceptos básicos son de gran utilidad para hacer un correcto diseño de, por ejemplo, las mismas bobinas o incluso un solenoide central que lo podemos definir como un espiral de material conductor que tiene la capacidad de generar un campo magnético a través de una corriente eléctrica fluyendo en su interior. Este está compuesto por tres matrices diferentes de imanes y utiliza pulsos de energía para generar la corriente de plasma fluyendo alrededor del toro [6].

2. ESTRUCTURA DE LAS BOBINAS TOROIDALES

Podemos decir que generar el campo toroidal (*TF*, por sus siglas en inglés) es una de las tareas más importantes que debemos realizar, no obstante, considerando que tenemos ante nosotros un reto de diseño para poder realizar este proceso lo más eficiente posible, con materiales que cumplan su función mientras y a su vez sean económicamente aceptables, entre otras cosas.

En el año de 1973, concretamente en el PPPL (*Princeton Plasma Physics Laboratory*) [20] investigadores del Instituto de Estudios Avanzados de Princeton, desarrollaron una geometría que, desde el punto de vista de los esfuerzos mecánicos, prometía una mejor distribución de ellos, pues en el pasado muchas máquinas habían trabajado con bobinas circulares o de sección cuadrada, empero la distribución de esfuerzos se repartía mejor en una bobina que se conoce

como *D-shaped*, considerando exclusivamente un esfuerzo de tensión, un conductor delgado, así como el balance de fuerzas de *Lorentz* y las fuerzas mecánicas dentro de la bobina, siendo entonces descrita por la ecuación (2) [7-11]:

$$r \frac{\partial^2 r}{\partial z^2} = \pm \frac{1}{K} \left[1 + \left(\frac{\delta r}{\delta z} \right)^2 \right]^{\frac{2}{3}} \quad (2)$$

Y al resolver esta ecuación numéricamente resultará en una determinada forma que, al graficarla sobre un plano, podremos observar una línea sin discontinuidades a lo largo de su trayectoria, es decir, tendremos una bobina sin espacios (*gaps*, del inglés) siendo continua en cualquier punto, y según se sigue el procedimiento de resolución para encontrar la ecuaciones numéricas se observa que conforme el número de vueltas totales en la bobina es cada vez menor, la forma que obtenemos es más y más similar a un círculo [12].

También, cuando la corriente poloidal fluye por la bobina toroidal y se generan las fuerzas de *Lorentz*, que pueden llegar a impactar fuertemente en la forma posterior que tomará la bobina, es decir, podría haber un doblamiento o deformación de esta debido a esta fuerza, y es por esa razón que se han preferido las bobinas de con la configuración *D-shaped*. Aunque se repartan mucho mejor los esfuerzos a lo largo de una *D-shaped*, habría que considerar el uso de una cantidad mayor de material debido a su geometría que, al tener una gran elongación, es una bobina de mayores dimensiones espaciales [13].

Al colocar un arreglo de bobinas toroidales alrededor de un solenoide, notaremos la aparición de una ondulación del campo. A este fenómeno se le conoce como *ripple* (rizado), tomemos una bobina toroidal con su pierna interior (r_1) y pierna exterior (r_2) y por entre ella circula una corriente, para tratar de minimizar la ondulación en el campo tendremos que considerar la dependencia del valor máximo del campo toroidal $B_{T,max}(r)$, $B_T(r)$ como su valor medio siendo el *ripple* $\delta(r)$.

Este estudio del rizado se realiza para obtener una adecuada compactación de campo toroidal

Tabla I. Parámetros de rizado y campo con diferente número de bobinas

$r_1=0.225, r_2=0.5, r_3=0.595$ (m)		$B_T(r)$	$B_{T,max}$	$\delta(r)$
$I_T = 0.2733$ MA	N = 12	-1.3436	-1.5357	0.1414
$I_T = 0.2342$ MA	N = 14	-1.31152	-1.4373	0.0959
$I_T = 0.205$ MA	N = 16	-1.312	-1.3984	0.0658

Como podemos apreciar en la Tabla I, observamos que el *ripple* disminuye proporcionalmente al número de bobinas toroidales y con respecto al valor de la corriente que circula por ellas.

El cobre es un excelente material para transportar la corriente eléctrica debido a sus buenas propiedades fisicoquímicas como lo es, por ejemplo, contar con una buena conductividad eléctrica, además de ser resistente a la corrosión y a la oxidación [14], sin embargo, ha habido esfuerzos para desarrollar materiales que operen en mayor cantidad de tiempo, un material superconductor permite que la corriente eléctrica fluya a través de este material con una buena eficiencia, respecto al cobre los superconductores se pueden clasificar bajo 4 grupos siendo estos

los cerámicos, las aleaciones, los que tienen estructuras de carbono y los que son elementos puros.

El estaño es un tipo de estos elementos superconductores, aunque sólo es posible alcanzar este estado bajo condiciones criogénicas (4 K), mientras que el cobre opera a temperatura ambiente aunque con altas corrientes durante brevísimos instantes de tiempo de operación [15] y habrá que recordar que la temperatura del conductor de cobre se elevará por el paso de dicha corriente, teniéndose que evitar llegar a su temperatura de recocido, por lo tanto, se utilizó una gráfica de la ICEA (Instituto de Capacitación de Electricidad Avanzada) [16] donde, dependiendo del tiempo de corto circuito al que estará sometido el conductor de cobre, será el calibre que este deberá tener, así como evaluar el área de sección transversal por medio de una ecuación, ya que no se pueden manejar tiempos mayores o cercanos al segundo cuando se tienen varias decenas de miles de amperios.

En estudios previos hemos establecido los valores geométricos óptimos para las bobinas toroidales *D-shaped* y los parámetros de operación en los conductores de cobre ya que al someter un alto amperaje (10, 000 A) se está obligado a emplear la descarga eléctrica en tiempos de corto circuito para no dañar las terminales de la bobina ni los cableados [18]. En la tabla 2 se presentan estos valores.

Tabla II. Parámetros geométricos y de operación

Parámetro	Valor
Corriente (I)	10,000 A
Tiempo de corto circuito (s)	0.3 s
Área del conductor (A_c)	49 mm^2
Radio mayor (R)	0.41 m
Radio menor (a)	0.18 m
Razón de aspecto (A)	2.27
Número de vueltas por bobina (n)	24
Número de bobinas (m)	12

Los valores que nosotros presentamos para r_i es de 0.15 m y r_a de 0.91 m siendo un valor para la razón k de 0.9. La metodología para conseguir el perfil *D-shaped* es la siguiente:

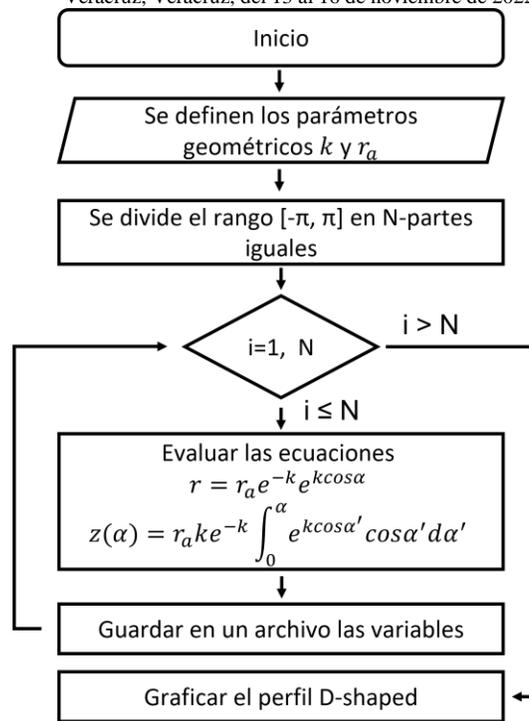


Figura 1. Procedimiento para el perfil *D-shaped* de las bobinas

Lo siguiente en el análisis es considerar los distintos casos de nuestro interés para el acomodo de los conductores de cobre en cada bobina pues de ello depende fenómenos como lo es el efecto *ripple* en el arreglo toroidal, la implementación futura de un sistema de enfriamiento y la capacidad de las bombas hidráulicas al hacer fluir un refrigerante en las bobinas además de conocer los espacios disponibles para los soportes de las carcasas y realizar sus respectivos estudios mecánicos.

2.1. Dimensiones entre los conductores por bobina

Debido a la alta cantidad de corriente eléctrica y el incremento instantáneo de la temperatura en los conductores por el efecto *Joule*, es importante contemplar espacios no sólo entre los conductores y la carcasa que envuelve a la bobina, sino también aprovechar ese espacio para que se establezca un sistema de enfriamiento al hacer fluir un refrigerante que impida a los cableados de cobre llegar a temperaturas que críticas que dañen el material y/o componentes del sistema. Se ha mencionado en secciones anteriores que para la obtención de 1.4 T es necesario una corriente de 10, 000 A que fluyan en 288 conductores establecidos en el arreglo toroidal final, nuestro interés está en trabajar con 12 bobinas toroidales cada una con 24 conductores de cobre que sigan el perfil *D-shaped* por sus beneficios presentados hacia el confinamiento magnético del plasma.

En la figura 2 se aprecia un corte transversal en donde inicia la zona curvada de la bobina *D-shaped* que permite dar una visión sobre un acomodo de los conductores (cuadros azules) y el espacio entre ellos es el que se designa para el sistema de enfriamiento. Debido a que existen ilimitadas combinaciones de como establecer los 24 conductores, el presente estudio se centra en configuraciones que se puedan acoplar perfectamente en arreglos de filas y columnas con múltiplos enteros, es decir, acomodarlos en arreglos de 6 filas de conductores y cada una con 4

columnas además de contemplar la combinación de 8 filas y cada una con 3 columnas de conductores, ambas capaces de cumplir el objetivo de generar el campo magnético deseado de 1.4 T dentro de la cavidad toroidal.

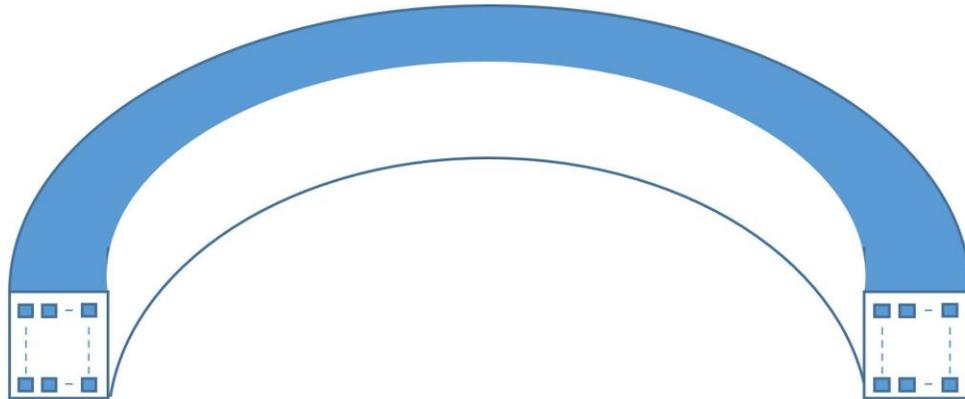


Figura 2. Corte transversal de una bobina toroidal, los cuadros azules representan los conductores de cobre.

Para acomodar con múltiplos enteros de filas y columnas para cualquier número 'n' de conductores en cada bobina se puede representar de manera matricial enumerando los colocados horizontalmente del 1 al 'i' y enumerando los colocados verticalmente del 1 al 'j', siendo entonces 'n' el número total de conductores por bobina de 'i' filas y 'j' columnas (ver Figura 3). El espacio entre cableados de cobre es de 2 mm, mismo valor que se dejó en el espacio entre los conductores más cercanos a la carcasa y la carcasa. Para las dimensiones conductor se propuso que sean de dimensiones de 7 mm x 7 mm y así cumplir con el criterio que relaciona el tiempo de corto circuito (0.3 s), el área del conductor (49 mm²) y la cantidad de corriente eléctrica (10, 000 A).

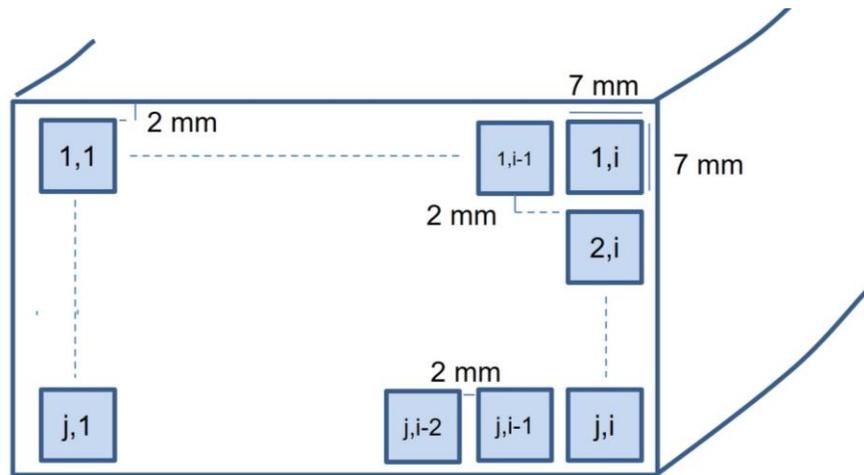


Figura 3. Acomodo de los conductores descrito de manera matricial.

Los beneficios de trabajar con 'i' filas y 'j' columnas es poder representar matemáticamente la sección horizontal del área transversal de la bobina como $7 \cdot i + 2(i+1)$ al igual que la zona vertical $7 \cdot j + 2(j+1)$. Con base a lo anterior, el área transversal total de la bobina queda expresada como $A_t = (9 \cdot i + 2)(9 \cdot j + 2)$.

Del corte transversal que presenta la Figura 3, podemos describir nuestras configuraciones en la siguiente tabla:

Tabla III. Acomodos de ‘N’ conductores en una bobina *D-shaped*

‘i’	‘j’	Longitud Horizontal (mm)	Longitud Vertical (mm)	Área de la bobina (mm ²)
6	4	56	38	2,128
8	3	74	29	2,146

Estas dimensiones de las áreas transversales de las bobinas son útiles para el diseño 3D que se hizo con el *software SolidWorks*, contemplando las 12 bobinas ver Figura 4, una separación en el plano de 30° respecto a otra bobina y respetando el espacio de 15 cm que abarca el solenoide central.

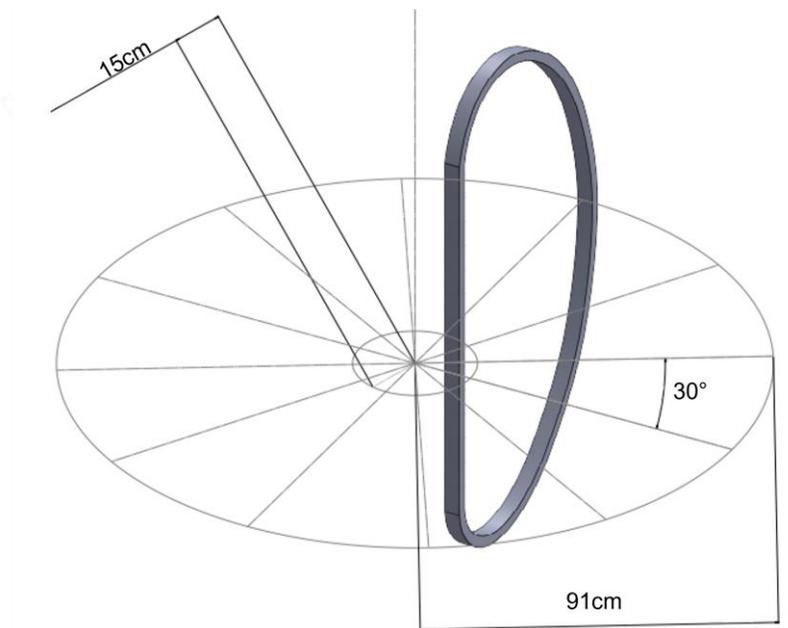


Figura 4. Configuración del Tokamak ‘T’.

Hablando en términos matemáticos independientemente del acomodo de los conductores de cobre en las bobinas, al operar en un toroide con un total de ‘N’ conductores podemos obtener el campo magnético ‘B’ a una distancia radial ‘r’ al inducir una corriente ‘I’.

Considerando ‘ μ_0 ’ la constante de permeabilidad magnética del vacío con un valor de $4\pi \times 10^{-7}$ Tm/A. En cuestiones teóricas, establecer 24 conductores de cobre para cada una de las 12 bobinas (288 conductores) haciendo inducir en los cableados una corriente de 10,000 A generaremos a una distancia de 0.41 m un campo magnético de 1.4 T.

3. SIMULACIONES MAGNÉTICAS

Con el uso del *software Comsol Multiphysics*, que usa el método de elemento finito, se pudo realizar las simulaciones electromagnéticas en los dos arreglos ya mencionados. Se facilita las simulaciones trabajando con bobinas homogeneizadas del tipo número [17] debido a que permite trabajar con los sólidos que abarcan las bobinas y no necesariamente hacer el diseño 3D de cada conductor, en el *software* se establece para una cierta área transversal el valor de la corriente eléctrica y cuantas vueltas de bobinas se contempla. El campo vectorial del campo magnético toroidal se ve en la Figura 5 para ambas configuraciones:

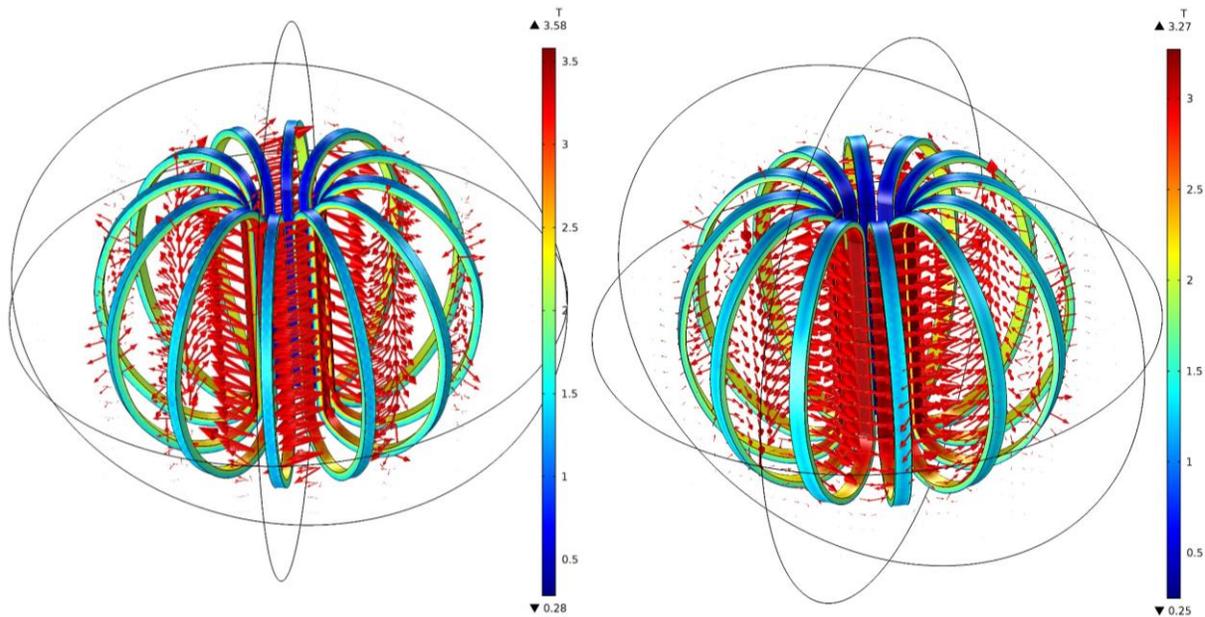


Figura 5. Campo vectorial del campo magnético toroidal del arreglo 6x4 y 8x3.

En la figura anterior se ve la generación de un campo magnético perpendicular al paso de la corriente eléctrica en las bobinas y coincide exactamente el valor teórico con el que se evalúa de las dos simulaciones en el radio mayor del toroide. La distinción mayor entre las dos configuraciones en el campo magnético es cuando se grafica el perfil del campo magnético en su dirección radial haciendo notorio el valor máximo del campo magnético y mínimo dentro del arreglo toroidal, la representación de lo anterior se ve en la siguiente imagen:

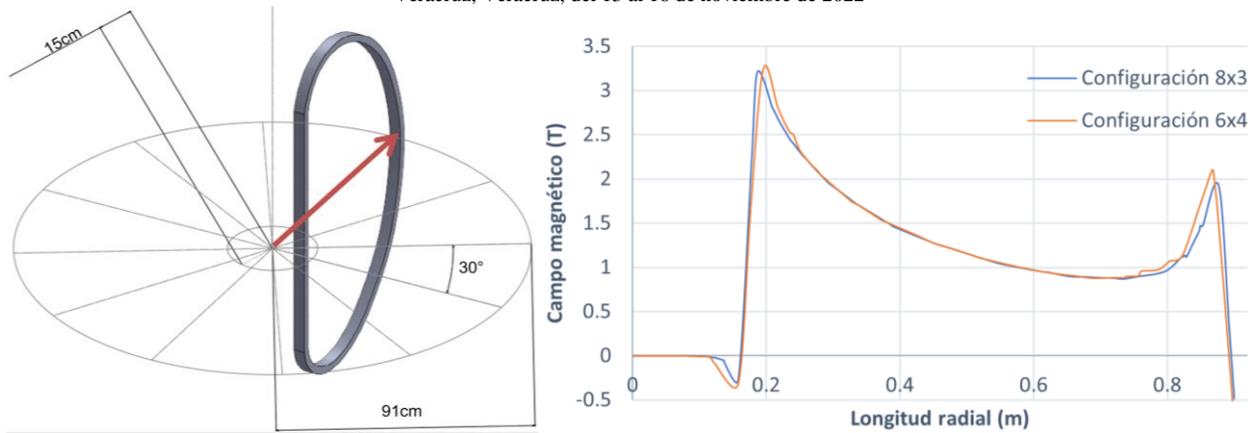


Figura 6. a) Longitud radial a evaluar el campo magnético; b) BT vs. longitud radial en las configuraciones 6x4 y 8x3.

La línea de corte 3D que se crea en *Comsol Multiphysics* para evaluar el campo magnético (Figura 6 a)) inicia en el eje ($x = 0$ cm) y su extremo se sitúa en el final de la bobina ($x = 9$ cm). Los valores del campo magnético máximo y mínimo en este intervalo de longitud radial dentro de la configuración de 4x6 es 3.2416 T y -0.7676 T respectivamente, para la configuración de 8x3 los valores máximo y mínimo es 3.2103 T y -0.4820 T respectivamente.

En los estudios electromagnéticos de las bobinas toroidales existe un fenómeno que se llama efecto *ripple* y sucede por el espacio que existe entre cada bobina, es decir, la distinción comparada con un toroide tradicional es no tener conexión directa entre las bobinas. Mostramos en la Figura 7 el efecto *ripple* debido a la distribución del campo magnético toroidal:

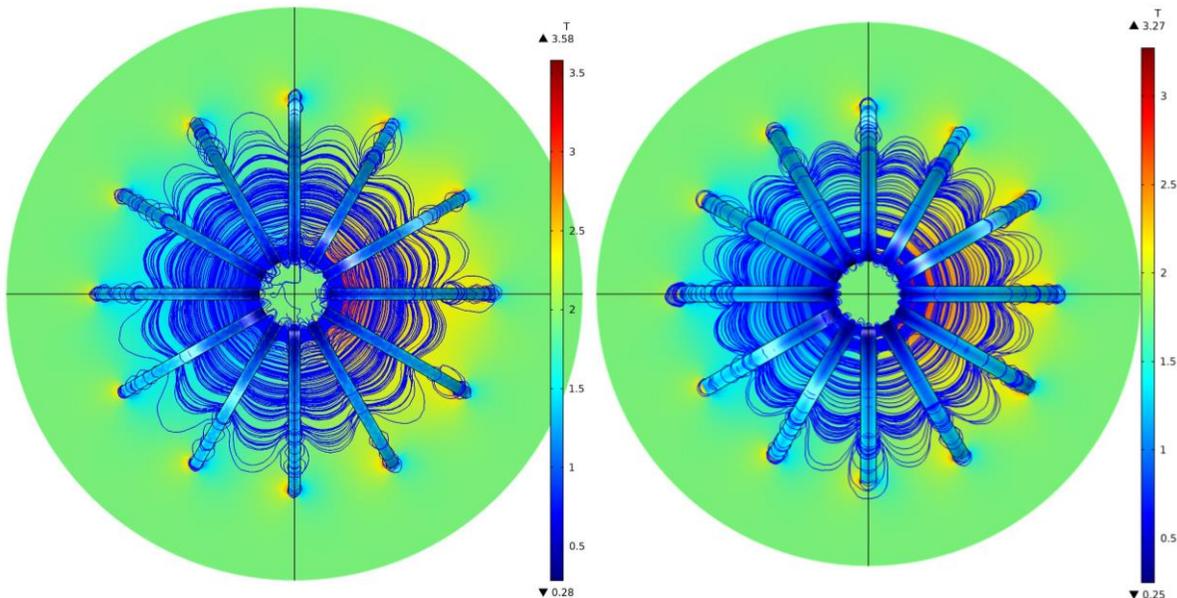


Figura 7. Efecto *ripple* del campo magnético toroidal del arreglo 6x4 y 8x3.

Volviendo a la Figura 7, se ofrece una vista de planta (o superior) de las líneas de campo magnético en ambas configuraciones, con la intención de cuantificar este efecto *ripple* se parametrizó en *Comsol Multiphysics* círculos con radios de 23, 41 y 59 cm con respecto al eje radial del toroide y así graficar los valores del campo magnético en una revolución.

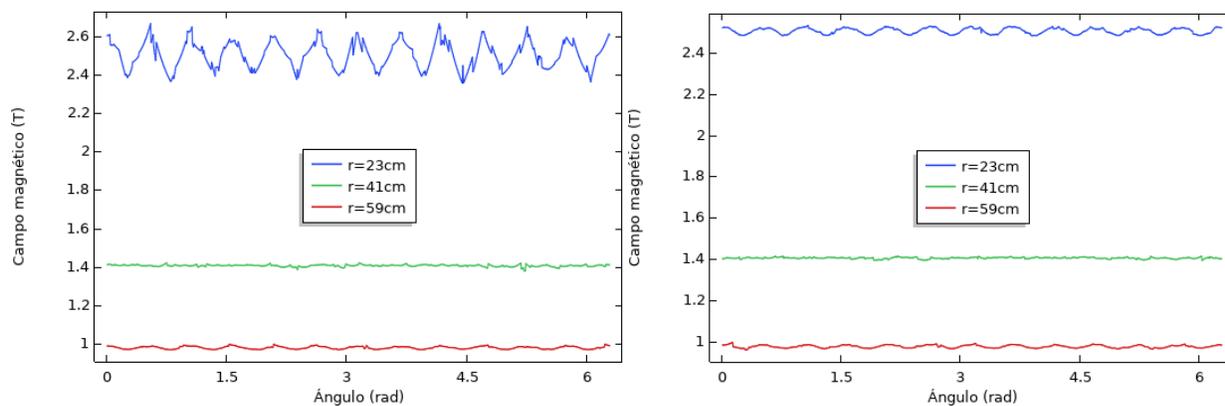


Figura 8. Distribución del campo magnético evaluado en círculos de 23, 41 y 59 cm en los arreglos de 6x4 y 8x3.

Se aprecia de las gráficas anteriores que al existir menor separación entre bobinas en la zona vertical el campo magnético es más estable a 23 cm y conforme se aleje en la distancia radial y llegue al eje mayor del toroide (41 cm) el valor del campo magnético es constante hasta que su posición en 'r' sea lo suficientemente grande para abarcar la bobina y tiendan a tener valores un poco distintos.

4. PLATAFORMA DE CÁLCULO CON STACK OPEN SOURCE

Para la realización de las simulaciones magnéticas y diseño de los elementos en el diseño toroidal de bobinas fueron utilizados un *stack* de tecnologías *OSS* (*Open Source Software*) a excepción del programa *Comsol Multiphysics*. El sistema con el que se cuenta en cómputo de alto rendimiento es el servidor POLAR que posee el GIF (Grupo de Investigación de Fusión) contiene en el apartado de *hardware* 16 GB de memoria RAM, 8 núcleos de procesamiento, 4.5 TB de disco duro, junto con una tarjeta de video Nvidia Quadro FX3800.

Forma casi en su mayoría utiliza como base un *stack* (conjunto de aplicaciones, librerías y servicios de *software* que en conjunto se utilizan para un fin en específico) en su mayoría de *software* gratuito y libre, algunos de los paquetes que se encuentran en la máquina y son de naturaleza *open source* son: *bash*, *LaTeX*, *openoffice*, *Gzip*, *xrdp*, *Gnome* y la base que es *Ubuntu server* en su versión LTS mas actual.

Actualmente en el GIF (Grupo de Investigación de Fusión) se aprovecha del cómputo de alto rendimiento y diseño 3D CAD por medio del servidor POLAR y facilita muchas de sus tareas

para tener una plataforma propia del grupo en la cual se utiliza mucho dado que en el aspecto de investigación es muy importante el *High Performance Computing*, y resulta ser una alternativa de bajo costo dado que se administra por el mismo Grupo de Investigación de Fusión y la Fábrica de *Software* de FIME dado que los recursos y todo el desarrollo de estos mismos resulta muy eficiente para la misma facultad y abre nuevas oportunidades como la realización de este tipo de proyectos en el ámbito de la fusión nuclear.

5. CONCLUSIONES

Para lograr un confinamiento magnético eficiente dentro de la instalación de un reactor nuclear *Tokamak* es imprescindible realizar el análisis del comportamiento del campo magnético toroidal, su desviación de líneas de campo entre bobinas (efecto *ripple*) y sus valores en distintos puntos en el espacio que son de interés debido a su relación con los otros sistemas magnéticos (solenoides central y las bobinas poloidales).

En este artículo se trata el estudio sobre un dispositivo *Tokamak* de Baja Razón de Aspecto “T”, el cual ha permitido comprender el efecto del campo respecto a la eficiencia, el diseño del conductor, su forma geométrica, su tiempo de operación, la intensidad de campo magnético generado, el arreglo de los conductores en el a boina toroidal, su enfriamiento, todos ellos involucran un diseño mecánico-electromagnético para la correcta obtención de la estabilidad en el plasma.

Se reportó en los dos casos de estudio un valor del campo magnético de 1.4 T, con diferente arreglo de conductores por bobina y la generación de campo magnético.

AGRADECIMIENTOS

Agradecemos a la Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica y a la Comunidad Educativa Tonallí por el apoyo en la realización de esta investigación, así como su comprensión a lo largo del desarrollo de este. Agradecemos al PRODEP (anterior PROMEP) por la financiación del proyecto UANL-EXB-156.

REFERENCIAS

1. AZIZOV, E. A., Tokamaks: from A D Sakharov to the present (the 60-year history of tokamaks). *Physics Uspekhi*, 55(2), 190-203, (2012).
2. “Página del International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER)” <http://www.iter.org> (2012).
3. B.M. Schwarzschild, “MIT tokamak Alcator C exceeds Lawson criterion”, *Physics Today* **37**, 2, 20 (1984); <https://doi.org/10.1063/1.2916078>.
4. J. Wesson, “*Tokamaks*”, Oxford University Press, New York, United States of America (2004).
5. R. A. Serway, J. W. Jewett, “*Electricidad y magnetismo*”, Cengage Learning, Ciudad de México, México (2016).

6. J. H. Schultz, T. Antaya, J. Feng *et al*, “The ITER Central Solenoid”, 1-4244-0150-X/06/\$20.00 (C) IEEE, (2005).
7. T. Kajita; K. Miyamoto, “Stress Distributions of Coils for Toroidal Magnetic Field” *Jpn. J. Appl. Phys.* **15**, (1976).
8. D.W. DeMichele. J. B. Darby.; “Three-dimensional mechanical stresses in toroidal magnets for controlled thermonuclear reactors”, 5th Symposium on Engineering Problems of Fusion Research, (1973).
9. W. H. Gray, W. C. T. Stoddart, J. E. Akin; “Bending free toroidal shells for tokamak fusion reactors”, CONF-771029-145, (1977).
10. J. File.; R. G. Sheeld.; “Large superconducting magnet designs for fusion reactors”, Plasma Physics Laboratory, Princeton University.
11. J. Raeder. “Some analytical results for toroidal magnetic field coils with elongated minor cross-sections”, Max Planck Institut fur plasmaphysik, (1976).
12. J. File.; R. G. Sheeld.; “A large superconducting magnet for fusion research”, Plasma Physics Laboratory, New Jersey.
13. H. N. Cheol; et al.; “Design of Magnetic System for SNUT-79 Tokamak”, *Journal of the Korean Nuclear Society*, **Vol. 16**, No.2, (1984).
14. Antimicrobial Copper, “The copper advantage: a guide to working with copper and copper alloys, *Copper development association*, **A1360 XX/10**, 260 Madison Avenue New York, NY 10016-2401.
15. W. Goldacker, R. Heller, A Hofmann *et al*, “Development of superconducting and cryogenic technology in the Institute for Technical Physics (ITP) of the Research Center Karlsruhe”, Volume **42**, Issue 12, December 2002, Pages 735-770.
16. Cooper Bussmann, Gráfica tomada por Insulated Cable Engineers Association (ICEA), (1969).
17. Cocilovo, V.; “Analysis of D-shaped toroidal superconductive coils for medium size Fusion Experiment Facility”.
18. E. Chapa, M. Salvador, F. A. Sánchez, H. G. Ramírez, S. Martínez, A. Acosta; “Consideraciones de diseño y de estudio térmico sobre la bobina D-shaped para el Tokamak 'T'”; *Memorias del XXVII Congreso Internacional Anual de la SOMIM*, Pachuca, Hidalgo, México, 22 al 24 de septiembre, **Vol. 7**, p. 73-81 (2021).
19. M. Salvador, G. Vorobyov, J. Gonzalez, E. Chapa, R. Chavez, J. Gonzalez, A. Nieto, A. Acosta; “Magnetic Field Studies in Toroidal–Poloidal Systems”, *28th IAEA Fusion Energy Conference (FEC 2020)*, Virtual event, 10-15 May 2021 (2021).
20. “Página del Princeton Plasma Physics Laboratory (PPPL)” <https://www.pppl.gov/tokamak-fusion-test-reactor>.
21. “Página de UK Atomic Energy Authority (UKAEA)” <https://ccfe.ukaea.uk/research/joint-european-torus/>
22. Salvador, M.; Muñoz, O.A.; Martínez, J.; Tapia, A.E.; Arredondo, V.M.; Chávez, R.M.; Nieto, A.; Velasco, J.C.; Morones, R.; Garza, A.V.; González, J.A.; Ramírez, V. Mexican Design of a Tokamak Experimental Facility, FTP/P6-36 23rd IAEA Fusion Energy Conference, IAEA-FEC 2010, Daejeon, Korea Rep. of, 11-16 Oct. 2010.

Consideraciones generales para el análisis de estabilidad de un reactor de fusión nuclear

Jesús Gómez-Vistrain, Ricardo-Isaac Cázares-Ramírez, Cesar Bautista-Razo, Emmanuel Castillo-Pérez y Brian González-Gálvez

Departamento de Ingeniería de Procesos e Hidráulica,
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
lckmght@gmail.com; ricr@xanum.uam.mx; cobara.12@gmail.com;
emmanuel7397@gmail.com; briangalvezgonzalez@hotmail.com

Gilberto Espinosa-Paredes
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos,
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
gepe@xanum.uam.mx

Resumen

Los reactores de fusión nuclear experimentan hoy en día un arduo estudio debido a la gran oportunidad que presentan estos en el ámbito energético, dadas las cualidades positivas que tienen estos en comparación con las demás opciones energéticas en la industria. El objetivo del presente trabajo es mostrar las consideraciones generales de un estudio preliminar para un análisis en un reactor nuclear de fusión, para entender su estabilidad. Se espera que con el modelo matemático adecuado del sistema se pueda lograr una simulación correcta del mismo. Para esto se ha realizado, gracias a trabajos previos sobre el sistema, una serie de balances de energía que han permitido obtener las ecuaciones que permiten modelar el reactor de fusión nuclear, y así encontrar las consideraciones generales para posteriormente generar un análisis de estabilidad que es la pauta para implementar el control de sistemas y conseguir las funciones de transferencia que se ven involucradas en el reactor de fusión nuclear. Con el uso del programa Simulink, que forma parte de Matlab se realizó el diagrama de bloques que comprende el reactor y con entradas tipo escalón y rampa se simuló la inyección de iones dentro del reactor, para así simular el encendido y observar el comportamiento de la potencia de este.

1. INTRODUCCIÓN

La fusión nuclear como proceso físico se lleva a cabo en el núcleo de los átomos al unirse dos de estos, ambos ligeros, para formar un núcleo más pesado. Al momento de unirse, liberan energía, poca para un par de átomos, pero suficiente en términos de gramos [1].

La finalidad de la ingeniería nuclear en el área de fusión es aprovechar esta energía liberada de los núcleos de los átomos, especialmente el Deuterio, presente en el agua de los océanos y el

Tritio como producto del bombardeo con neutrones hacia el Litio, para finalmente, acoplar todo este proceso a un ciclo Rankine (proceso para generar energía en una planta) y poder satisfacer las necesidades eléctricas humanas e industriales de manera limpia e ilimitada. [2].

El lugar en donde se llevan a cabo estas reacciones nucleares es en un reactor de fusión nuclear, de los cuales hay distintos tipos, los cuáles pueden operarse ya sea a través de un campo electromagnético potente o con el empleo de varios aceleradores de alta potencia que iluminan un blanco de Deuterio y Tritio, todo ello dentro de una cámara de reacción. El objetivo del presente trabajo es mostrar la comprensión del fenómeno complejo presente en los aspectos de estabilidad, equilibrio y control dentro de un dispositivo de fusión con confinamiento magnético. Entre ellos destacan: densidad neutrónica, energía suministrada (en forma eléctrica y térmica), densidad de plasma y tiempo estimado de reacción por densidad de plasma.

El uso de sistemas de control es imprescindible para conducir el entorno de estas variables y poder preservar el estado en el cual una fusión nuclear se lleva a cabo, pues como se sabe, una vez perdidas las condiciones de reacción es muy sencillo que la tasa de reacción disminuya con el tiempo.

2. FUSIÓN NUCLEAR

La fusión es una forma de energía nuclear en la cual, los átomos de elementos más ligeros que el hierro se combinan para formar un elemento (átomo) mayor, pero con masa menor. Mientras más ligeros son los elementos para fusionar, mayor es la probabilidad de que estos se combinen.

El sol es la forma de confinamiento natural, en la que se genera la fusión nuclear, liberando tanta energía, la cual da vida en la tierra e incluso el ciclo estelar produce amplios beneficios, como, por ejemplo, al explotar una estrella se generan elementos radioactivos que posteriormente, al formarse un planeta sólido, el decaimiento radioactivo calentará el núcleo. La fusión nuclear es una barrera por superar muy importante para el ser humano, pues desde hace décadas ha sido objeto de estudio tanto para la ciencia como para la tecnología, obteniendo avances importantes para su diseño, así como nuevas propuestas para su construcción, erradicando problemas constantes que sólo el desarrollo de la tecnología puede traer consigo.

2.1. Marco Teórico

El plasma es un estado de la materia en el cual los electrones son separados del núcleo, dejando por separado electrones e iones. Para llegar a este punto, se debe de “calentar” la materia: se sabe que en el estado sólido cuando se suministra energía el sistema éste pasará a estado líquido, si seguimos suministrando energía posteriormente pasará a estado gaseoso. Teniendo ahora el estado gaseoso, si seguimos “energizando” nuestro sistema existirá un punto en que los electrones se separan del núcleo, primero la excitación y consecuentemente la ionización originando entonces “un río” de electrones y de iones por separado.

Así, para llegar a este estado el sistema tiene que poseer la suficiente energía pues en el universo los plasmas existen en diferentes temperaturas y densidades, desde las coronas solares hasta el relámpago, en un plasma de fusión conviene que éste se encuentre completamente aislado, es decir, en el vacío, pues si llegase a tener contacto con materia externa, podría llegar a perturbarlo

y contaminarlo así como enfriarlo afectando el criterio de Lawson (n, T, τ), en otras palabras, si se enfría el plasma en un dispositivo de fusión la densidad, la temperatura y el tiempo de confinamiento se ven completamente afectados y se vuelve a las condiciones de equilibrio termodinámico, en el gas. Es por esta razón que el plasma se encuentra con un 99% de presencia en el espacio, dado que la energía es el factor clave por el cual la radiación impacta con mayor acierto.

Es importante tomar en cuenta una diferencia con respecto a la energía de enlace átomos ligeros y pesados, como se ilustra en la figura 1. En esta figura se presenta la energía de enlace promedio por nucleón en MeV. Respecto a la diferencia de la energía de enlace es en cuanto a la factibilidad que se da para producir fusión o fisión (la otra forma de producción de energía nuclear).

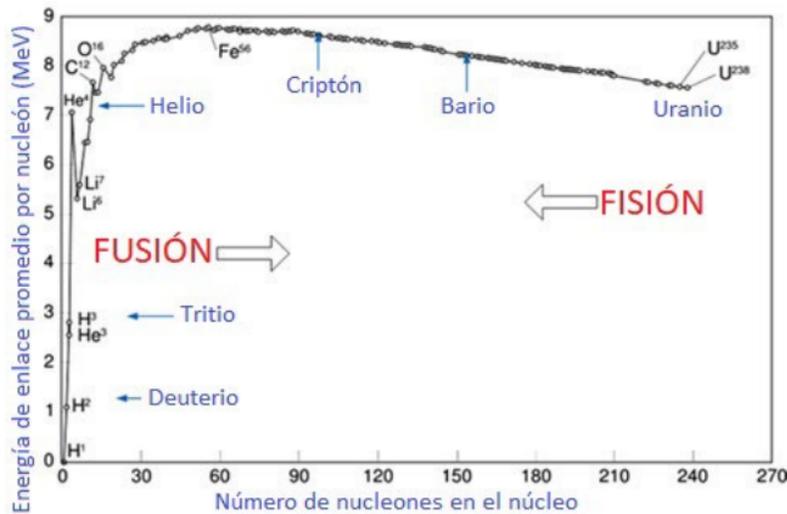


Figura 1. Energía de enlace en función del número de nucleones en el átomo

La energía se libera cuando los elementos se transmutan en otros elementos que tienen una energía de enlace más grande, en este sentido, un átomo pesado como el Uranio se tiene que dividir para liberar energía, en tanto que los átomos ligeros como el hidrógeno se tienen que fusionar para liberar una gran cantidad de energía. La reacción de fusión se puede llevar a cabo por la fusión catalizada por muones y por la fusión termonuclear: fusión por confinamiento inercial y fusión por confinamiento magnético [3].

La ventaja de la fusión nuclear es que es que solo se necesita como combustible agua en forma de D_2O en lugar de H_2O . Hay al menos 7 reacciones de interés que involucran al Deuterio, el ciclo de combustible más probable para reactores de primera generación de fusión es:



2.2 Reactor de fusión nuclear

Hay dos principios para desarrollar/encapsular la fusión nuclear, el confinamiento inercial y el confinamiento magnético, y al día de hoy existen amplios y variados conceptos orientados para el desarrollo de reactores de fusión. Para el caso del confinamiento magnético opera a través de un

fuerte campo magnético que impide que el plasma salga de su confinamiento. Dentro de este podemos encontrar a los espejos magnéticos (*tándem mirror*) como a los toroidales, los segundos consisten en una cámara de reacción en forma de dona, en su interior se genera el plasma y se llevan a cabo las reacciones nucleares, beneficios amplios simulando un cilindro sin fin respecto a los espejos magnéticos lineales. Para el caso del confinamiento inercial, se tiene el caso del reactor de fusión inducida por un electrón relativista, que trata de un reactor donde se bombardean núcleos de Deuterio o Tritio con electrones a alta velocidad, casi a la de la luz, produciendo un aumento de la temperatura para generar plasma, posteriormente una reacción nuclear. Finalmente tenemos el reactor de fusión inducido por láser, que posee el mismo principio que el reactor de fusión inducido por electrones relativistas, pero en vez de electrones se utilizan láseres (fotones) de una potencia muy alta para poder generar altas temperaturas, plasma y posteriormente reacciones nucleares.

3. CONSIDERACIONES EN UN REACTOR NUCLEAR DE FUSIÓN

Los reactores de fusión necesitan una concentración crítica de energía en el plasma, por lo que se debe suministrar inicialmente energía al plasma para llegar a la temperatura crítica para poder iniciar los procesos de fusión y así ser capaz de “auto-calentarse” gracias a los procesos de fusión. Así, la energía de entrada se compone de la energía “auxiliar” para calentar el plasma, y la energía liberada de las reacciones de fusión. La energía de salida se compone de la energía radiada por el plasma y la energía que llevan los neutrones que escapan del plasma.

Se pueden considerar algunos ejemplos para poder calentar el plasma y llevarlo a la temperatura deseada los cuales dependen de su empleo para la configuración correspondiente que se trate:

- Calentamiento por resistencia que consiste en Calentamiento Óhmico debido a una corriente eléctrica dentro del plasma, ampliamente usado en Tokamaks.
- Compresión que consiste en fuerzas mecánicas o eléctricas se usan para comprimir el plasma adiabáticamente y poder aumentar su temperatura.
- Calentamientos auxiliares presentes en dispositivos como los *Stellarators* y *Tokamaks*.
- Calentamiento interno, donde los productos de fusión transfieren casi toda su energía al plasma y los electrones, debido a las partículas alfa.

Una vez lograda la fusión nuclear, los neutrones liberados de ésta y que escapan del plasma se absorberán en la primera pared (*blanket*) del reactor, evacuando el calor debido a la fusión nuclear en su correspondiente sistema de refrigeración.

Dentro del diseño de un reactor de fusión nuclear hay que tener en cuenta un criterio muy importante, el “criterio de Lawson”, pues éste otorga información importante para saber cuándo un reactor es “autosostenible”. [4]

La forma más simple del criterio de Lawson indica que la liberación de energía en fusión por volumen de unidad es igual a la energía cinética de los iones en ese volumen.

$$P_{12}\tau = [n_1 n_2 \langle \sigma v \rangle W_{12}] \tau = \frac{3}{2} [n_1 n_2] kT \quad (2)$$

donde n_1 y n_2 son las densidades de partículas de los iones que reaccionan y τ es el tiempo de confinamiento. La energía cinética iónica se expresa en términos de temperatura en el lado derecho, siendo k es la constante Boltzman; $n_1 n_2 \langle \sigma v \rangle$ es la tasa de reacción obtenida por el promedio apropiado sobre la distribución de velocidad de los iones que interactúan.

3.1 Consideraciones generales sobre las condiciones en un reactor, aplicando teoría del control

Para el análisis del reactor se hace uso del esquema mostrado diseñado por [5], mismo que se muestra en la figura 2.

En la figura 2 se muestra un esquema general de entradas y salidas de energía en un reactor de fusión nuclear. Del lado izquierdo se encuentran los términos que funcionan como entradas de energía y del lado derecho las salidas de energía, todas ellas desde un punto de vista general para el establecimiento de nuestra primera aproximación en nuestro modelo y sobre los criterios de energía presentes, no determinativos que se ha considerado para este trabajo. En la parte central, como se ha dicho, se encuentran los elementos de un reactor de fusión nuclear: combustible (deuterio y tritio en forma de iones), electrones y núcleos de Helio [resultados de las reacciones de fusión, pues como se ha dicho nuestra ecuación de interés es la ecuación (1)].

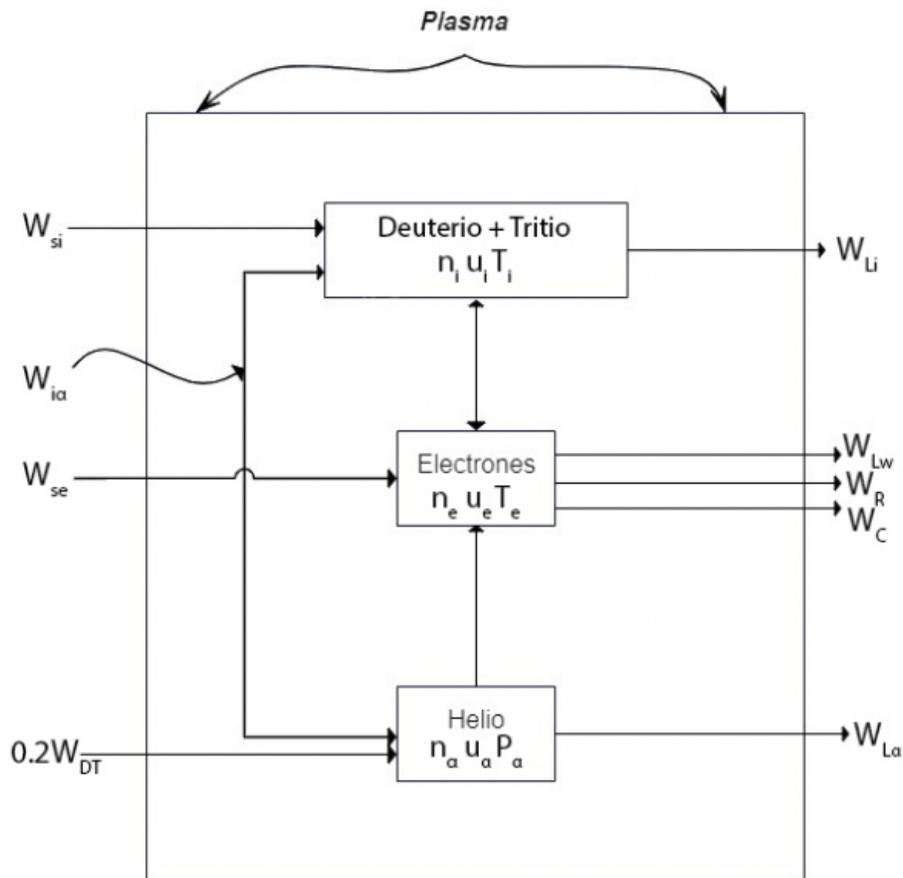


Figura 2. Esquema de las entradas y salidas en un plasma.

Hay diversas formas de realizar estos balances, el balance con el cual trabajaremos es un modelo sencillo y general que representa al plasma dentro de un reactor de fusión nuclear, trata a éste como un sistema cuasi neutral, esto es: concentraciones iguales para las cargas positivas y negativas en el volumen [6].

Por simplicidad se consideran las mismas densidades de Deuterio y Tritio

$$n_D = n_T = \frac{n_i}{2} \quad (3)$$

La ecuación de conservación de partículas para los iones se puede escribir como

$$\frac{dn_i}{dt} = S_i - \frac{n_i}{\tau_p} - \frac{1}{2} n_i^2 \overline{\sigma v} \quad (4)$$

La ecuación de conservación para las partículas alfa es

$$\frac{dn_\alpha}{dt} = \frac{1}{4} n_i^2 \overline{\sigma v} - \frac{n_\alpha}{\tau_\alpha} \quad (5)$$

Se sabe que la energía promedio por partícula en una distribución Maxwelliana es $\frac{3kT}{2}$, entonces la energía promedio de los electrones y los iones es $\frac{3kn_e T_e}{2}$ y $\frac{3kn_i T_i}{2}$, respectivamente. Así la ecuación de conservación de energía para los iones está dada por

$$\frac{3k}{2} \frac{dn_i T_i}{dt} = P_i + \frac{f_i f_r W_{\alpha 0} n_i^2}{4} + \frac{3kn_i (T_e - T_i)}{2\tau_{eq}} - \frac{3ekn_i T_i}{2\tau_{Ei}} \quad (6)$$

y la ecuación de conservación de energía para los electrones está dada por

$$\frac{3k}{2} \frac{dn_e T_e}{dt} = P_e + \frac{f_e f_r W_{\alpha 0} n_i^2}{4} - \frac{3kn_i (T_e - T_i)}{2\tau_{eq}} - \frac{ekn_e T_e}{2\tau_{Ee}} - P_{rad} \quad (7)$$

4. CONTROL Y ESTABILIDAD APLICADO A UN ESTUDIO GENERAL NO DETERMINATIVO

4.1. Conceptos básicos de la teoría del control

Un sistema de control es una colección de componentes como electrónicos o sensores que pueden guiar a una máquina o proceso hacia una misma dirección.

Para tener un sistema de control, se deben tener en primer lugar un conjunto de ecuaciones que puedan describir la dinámica del comportamiento del sistema en estudio y hacer buen uso de métodos matemáticos necesarios para analizar esta dinámica. Una vez obtenido el modelado, se procede a la solución del conjunto de ecuaciones, ya sea de forma analítica o de forma numérica. Una vez resuelto el conjunto de ecuaciones se procede a verificar para observar el comportamiento del modelo [7]. Comúnmente el conjunto de sistema de ecuaciones que se

resuelve para el modelo del sistema es de la forma de ecuaciones diferenciales ordinarias con sus respectivas condiciones iniciales.

4.2 Transformada de Laplace

Una forma para resolver ecuaciones diferenciales ordinarias es mediante la transformada de Laplace, que convierte una función de variable real t a una función de variable s , entonces se define mediante la integral de Laplace

$$\int_0^{\infty} e^{-st} dt \quad (8)$$

Así la transformada queda de la forma

$$\mathcal{L}[f(t)] = F(s) = \int_0^{\infty} e^{-st} dt [f(t)] = \int_0^{\infty} f(t)e^{-st} dt \quad (9)$$

Y la transformada inversa

$$\mathcal{L}^{-1}[f(t)] = f(t) = \frac{1}{2\pi j} \int_{c-j\infty}^{c+j\infty} F(s)e^{st} ds, \text{ para } t > 0 \quad (10)$$

4.3 Función de transferencia

Una función de transferencia de un sistema se define como el cociente entre la transformada de Laplace a la salida (función de respuesta) y la transformada de Laplace de la entrada (función de excitación) bajo la suposición de que todas las condiciones iniciales son cero.

$$\text{Función de transferencia} = G(s) = \frac{\mathcal{L}[\text{salida}]}{\mathcal{L}[\text{entrada}]} = \frac{Y(s)}{X(s)} \quad (11)$$

4.4 Concepto de estabilidad

Se tienen los siguientes casos: Sistemas estables, Sistemas inestables, Sistemas marginalmente estables [8].

En el dominio del tiempo, se dice que un sistema $g(t)$ es estable si existe su límite cuando $t \rightarrow \infty$, o bien si todos sus polos están a la izquierda del eje $j\omega$, o si existe un polo simple en el origen; cualquier otra combinación de polos hará que el sistema se considere inestable.

Un sistema inestable existe si tiene cuando menos un polo a la derecha del eje $j\omega$, polos complejos repetidos dos o más veces en el eje $j\omega$, o dos o más polos en el origen.

Se considera un sistema marginalmente estable si tiene polos complejos conjugados en el eje $j\omega$, es decir, polos imaginarios conjugados o con parte real igual a cero (funciones: $A\sin(\omega t)$ y $A\cos(\omega t)$)

5. PRIMERA APROXIMACIÓN DEL MODELO

Para el modelado de las condiciones presentes en un reactor de fusión se tomarán de las ecuaciones (4) a (7), en donde estas representan un modelo simplificado de un reactor de fusión nuclear. Para resolver este sistema de ecuaciones aplicamos la transformada de Laplace. Además, tomamos en cuenta que las condiciones iniciales serán igual a cero, entonces se obtiene:

$$sN_i = S_i - \frac{N_i}{\tau_p} - \frac{1}{2} N_i^2 \overline{\sigma v} \tag{12}$$

$$sN_\alpha = \frac{1}{4} N_i^2 \overline{\sigma v} - \frac{N_\alpha}{\tau_\alpha} \tag{13}$$

$$\frac{3k}{2} sN_i T_i = P_i + \frac{f_i f_r W_{\alpha 0} N_i^2}{4} + \frac{3k N_i (T_e - T_i)}{2\tau_{eq}} - \frac{3ek N_i T_i}{2\tau_{Ei}} \tag{14}$$

$$\frac{3k}{2} sN_e T_e = P_e + \frac{f_e f_r W_{\alpha 0} N_i^2}{4} - \frac{3k N_i (T_e - T_i)}{2\tau_{eq}} - \frac{ek N_e T_e}{2\tau_{Ee}} - P_{rad} \tag{15}$$

El diagrama de bloques correspondiente al sistema de ecuaciones de (12) a (15), se presenta en la figura 3.

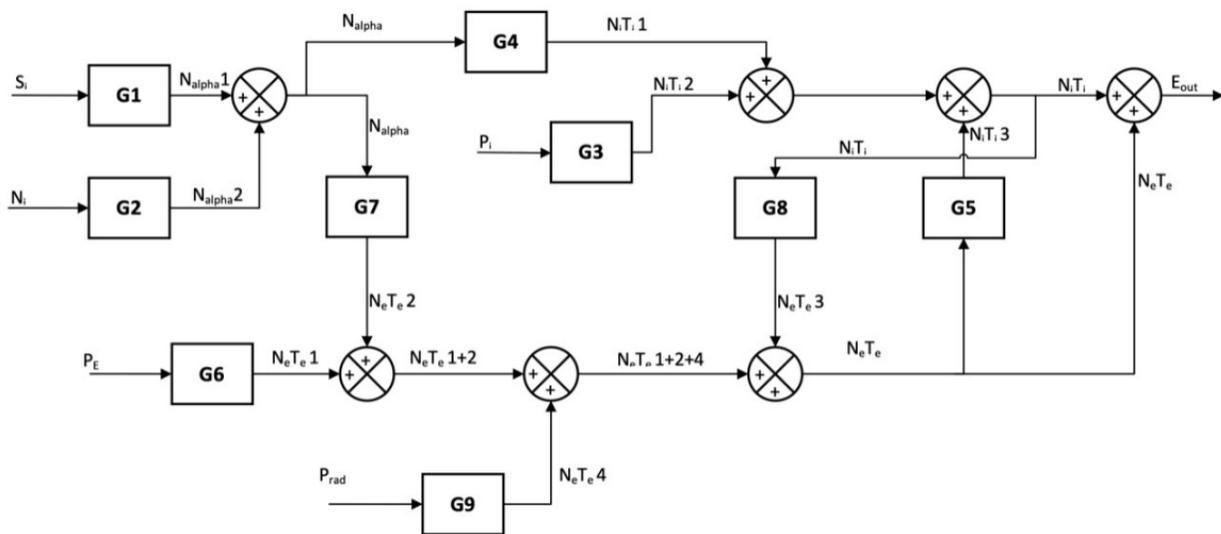


Figura 3. Diagrama de bloques que representan las condiciones en nuestra aproximación para el modelo de un reactor de fusión nuclear

Se toman en cuenta las señales de entrada y con esto se tienen las siguientes funciones de transferencia:

$$G_1 = \frac{N_{\alpha 1}}{S_i} = \frac{1}{2s^2 + \frac{2s}{\tau_\alpha}} \tag{16}$$

$$G_2 = \frac{N_{\alpha 2}}{N_i} = \frac{s + \frac{1}{\tau_p}}{2s + \frac{2}{\tau_\alpha}} \tag{17}$$

$$G_3 = \frac{N_i T_{i1}}{P_i} = \frac{2}{3ks^2 + 3k \left(\frac{1}{\tau_{eq}} + \frac{1}{\tau_{Ei}} \right)} \quad (18)$$

$$G_4 = \frac{N_i T_{i2}}{N_\alpha} = \frac{2f_i f_r W_{\alpha 0} s + \frac{\tau_\alpha}{2f_i f_r W_{\alpha 0}}}{3ks + 3k \left(\frac{1}{\tau_{eq}} + \frac{1}{\tau_{Ei}} \right)} \quad (19)$$

$$G_5 = \frac{N_i T_{i3}}{N_e T_e} = \frac{1}{\tau_{eq} s + \left(1 + \frac{\tau_{eq}}{\tau_{Ei}} \right)} \quad (20)$$

$$G_6 = \frac{N_e T_{e1}}{P_e} = \frac{2}{3ks^2 + 3ks \left(\frac{1}{\tau_{eq}} + \frac{1}{\tau_{Ee}} \right)} \quad (21)$$

$$G_7 = \frac{N_e T_{e2}}{N_\alpha} = \frac{2f_e f_r W_{\alpha 0} s + \frac{\tau_\alpha}{2f_e f_r W_{\alpha 0}}}{3ks + 3k \left(\frac{1}{\tau_{eq}} + \frac{1}{\tau_{Ee}} \right)} \quad (22)$$

$$G_8 = \frac{N_e T_{e3}}{N_i T_i} = \frac{1}{\tau_{eq} s + \left(1 + \frac{\tau_{eq}}{\tau_{Ei}} \right)} \quad (23)$$

$$G_9 = \frac{N_e T_{e4}}{P_{rad}} = \frac{-2}{3ks^2 + 3ks \left(\frac{1}{\tau_{eq}} + \frac{1}{\tau_{Ee}} \right)} \quad (24)$$

5.1 Parámetros del reactor

De acuerdo con [9], los principales parámetros utilizados en el modelado del sistema son los siguiente:

Radio del plasma $a = 1 [m]$

Radio al eje mayor del plasma $R_0 = 4 [m]$

Campo magnético toroidal $B_t = 4 [T]$

Campo magnético poloidal $B_p = 0.4 [T]$

S_i = Función escalón y función rampa

Tasa de reacción para una distribución Maxwelliana:

$$\bar{\sigma v} = 10^{-6} \exp \left(\frac{a_1}{T_i} + a_2 + a_3 T_i + a_4 T_i^2 + a_5 T_i^3 + a_6 T_i^4 \right) \left[\frac{m^3}{s} \right]$$

$$a_1 = -21.377692 [-]$$

$$a_2 = -25.204054 [-]$$

$$a_3 = -7.1013427 \times 10^{-2} [-]$$

$$a_4 = 1.9375451 \times 10^{-4} [-]$$

$$a_5 = 4.9246592 \times 10^{-6} [-]$$

$$a_6 = -3.9836572 \times 10^{-8} [-]$$

$$r = 0.2935 [-]$$

Coefficiente de difusión de los iones $D_i = 1.1 \times 10^{-3} \left[\frac{m^2}{s} \right]$

Coefficiente de difusión de partículas alfa $D_\alpha = 0.044 \left[\frac{m^2}{s} \right]$

Tiempo de equilibrio entre los iones y los electrones $\tau_{eq} = 9.99 \times 10^{18} \left(\frac{m_i}{m_p} \right)$

Densidad de plasma (iones) $n = 10^{20} \left[\frac{1}{m^3} \right]$

Tiempo característico de escape de energía de iones debido a geometría $\tau_{Ei} = \frac{3a^2}{50D} \left[\frac{1}{s} \right]$

Tiempo característico de energía de electrones debido a la geometría $\tau_{Ee} = \frac{3a^2}{50D} \left[\frac{1}{s} \right]$

Calentamiento externo (calentamiento Óhmico) $P_{ohm} = \eta I^2 \left[\frac{eV}{s} \right]$

Densidad de corriente $I = \frac{2B_t}{\mu_0 R_0} [-] [10]$

Resistividad de Spitzer $\eta = 4 \times 10^{-8} T_e^{-3/2} \left[\frac{eV}{s} \right] [10]$

Parte del calentamiento externo que va a los iones $P_i = 0.5 P_{ohm} \left[\frac{eV}{s} \right]$

Parte del calentamiento externo que va a los electrones $P_e = 0.5 P_{ohm} \left[\frac{eV}{s} \right]$

Energía por pérdida de radiación:

$$P_{rad} = P_b + P_c = 5 \times 10^{-37} N_i^2 T_e^{1/2} + 6.21 \times 10^{-32} n T_e B t^2 \left(1 + \frac{T_e}{146} \right) \left[\frac{W}{m^3} \right] [11]$$

Fracción de energía de P. Alfa depositado a los iones $F_i = 0.29 \ln(T_e) + 0.5 [-]$

Fracción de Energía de P. Alfa depositado a los electrones $F_e = 0.5 - 0.29 \ln(T_e) [-]$

Fracción de Energía de P. Alfa depositado al plasma $F_r = 0.6 [-]$

Energía liberada por fusión que lleva las partículas alfa $W_{\alpha 0} = 35200 \text{ keV} [11]$

Permeabilidad al vacío $\mu_0 = 4\pi \times 10^{-7} [10]$

Constante de Boltzmann $k = 8.617333262 \times 10^{-5} [10]$

5.2 Simulaciones numéricas

Para la simulación se utilizó el programa Simulink de Matlab 2022a. Para esto se propusieron dos versiones de la simulación mostrados en las figuras 4 y 5 respectivamente.

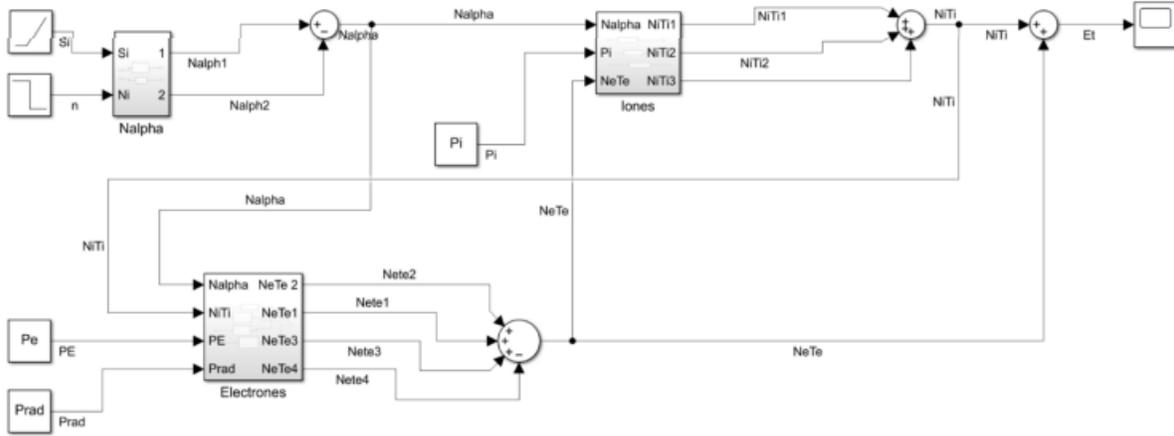


Figura 4. Vista general del diagrama de bloques con entrada de S_i en forma de función rampa

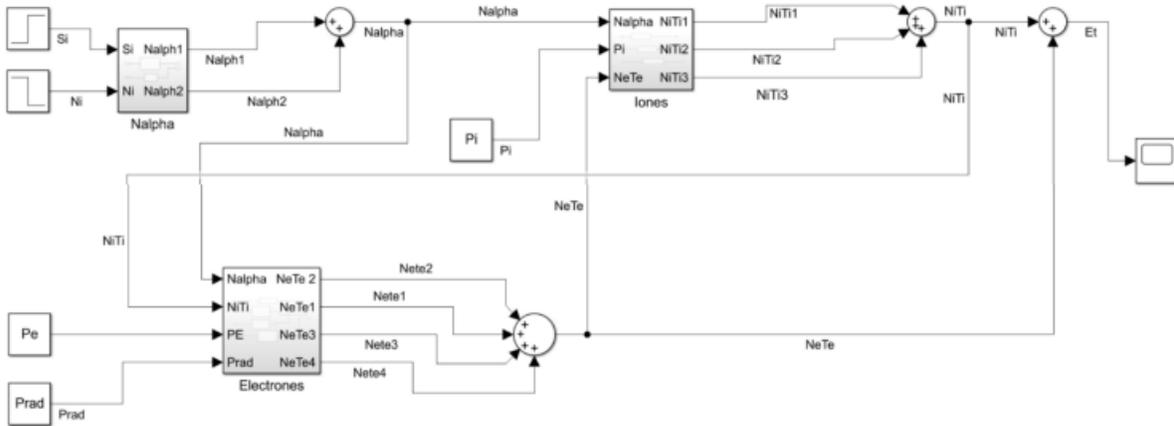


Figura 5. Vista general del diagrama de bloques con entrada de S_i en forma de función escalón

Se puede observar que ambos diagramas son iguales, salvo la señal de entrada al bloque “Nalph”, que cambia de función rampa a función escalón. Es decir, cambia el tipo de “alimentación” de iones al sistema. A continuación, se ilustran los sub-bloques que representan la concentración de iones, la energía de los iones y la energía de los electrones respectivamente.

6. RESULTADOS

Para el caso de la función rampa se tomaron 3 valores diferentes para la pendiente “m”: $m = \frac{n}{100}$; $m = n$; $m = \frac{n}{1000}$. Así mismo para la función escalón, el “valor final” tuvo 3 valores “fv” diferentes: $fv = n$; $fv = \frac{n}{2}$; $fv = \frac{n}{100}$.

Los resultados obtenidos de la energía total generada para los valores diferentes de m y fv se muestran en las imágenes siguientes.

En la figura 6 se presenta la energía total generada con respecto al tiempo dadas nuestras consideraciones generales en esta primera aproximación del modelo. En esta figura se puede observar que la energía total de salida del reactor toma la forma de una exponencial positiva. Empieza cero y baja “ligeramente” del origen, pero a medida que se siguen intentando iones a una razón de $n/199$ por segundo, la potencia generada aumenta en forma divergente. En los primeros 100s se puede interpretar como una oscilación de inestabilidad y después toma valores físicos reales y finalmente diverge la energía generada, debido a que las consideraciones para nuestra simulación numérica se realizaron en lazo abierto.

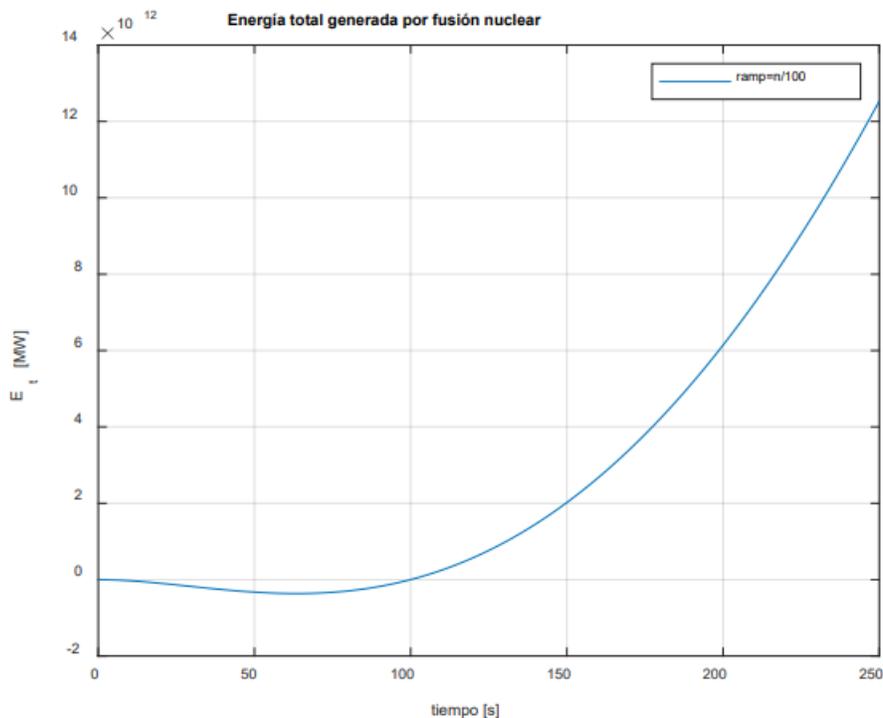


Figura 6. Energía total generada por esta primera aproximación en el modelo en un reactor de fusión nuclear tomando en cuenta alimentación tipo rampa con valor de pendiente de $n/100$

En la figura 7 se graficaron 2 curvas, la azul corresponde a una pendiente n y la curva naranja a una pendiente $n/1000$. Se puede observar en la figura que para una pendiente n ocurre algo análogo a la figura 6 pero sin la aparente oscilación. En la misma figura, pero con línea naranja se

observa el comportamiento de la energía generada cuando la tasa de inyección de iones de $n/1000$. El comportamiento es completamente diferente respecto a la simulación numérica anterior, ya que esta decrece de manera exponencial “alejándose” del cero, esto debido a la tasa de inyección de iones.

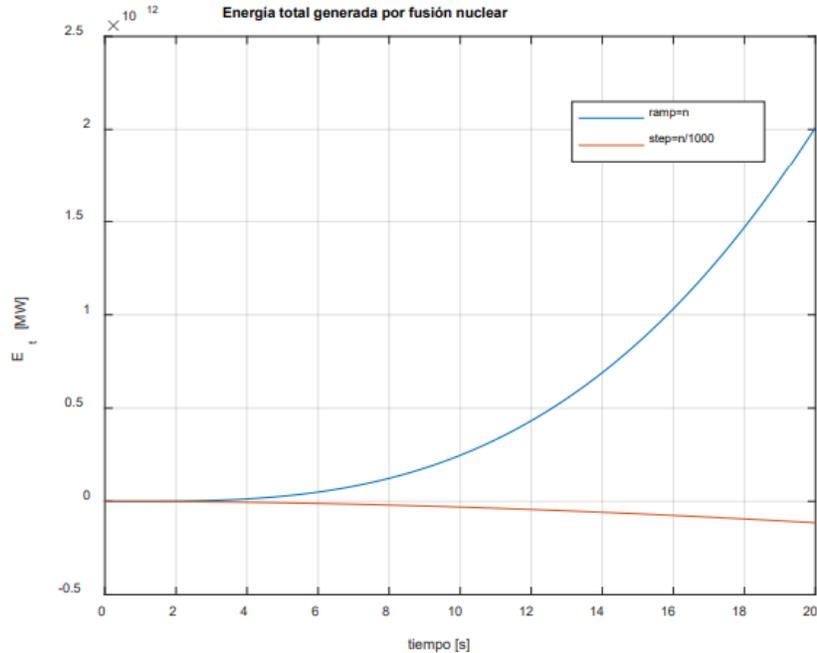


Figura 7. Energía total obtenida por las consideraciones generales de este modelo en un reactor de fusión nuclear tomando en cuenta alimentación tipo escalón con valores n y $n/1000$

En la figura 8 se presentan tres simulaciones numéricas, que representan tres concentraciones de inyección de iones: n , $n/2$ y $n/10$. Es importante mencionar que el escenario contempla una inyección tipo escalón y sin la aplicación de ninguna estrategia de control.

Para inyecciones igual a n , la potencia se incrementa en forma divergente debido a que no se presenta una retroalimentación y una estrategia de control requerida, no obstante, nos indica la importancia de la concentración de iones. Para una concentración de iones $n/2$, se puede observar una transición que pasa por valores negativos que significaría que el reactor consume más energía que la que produce, sin embargo, después de 30 segundos la energía muestra un ligero incremento.

Finalmente, en $n/10$, la energía decreta en todo el tiempo transcurrido en forma divergente, este podría ser un escenario donde las condiciones planteadas han evolucionado de tal forma que en nuestro caso de estudio para un reactor de fusión no es posible que pueda operar.

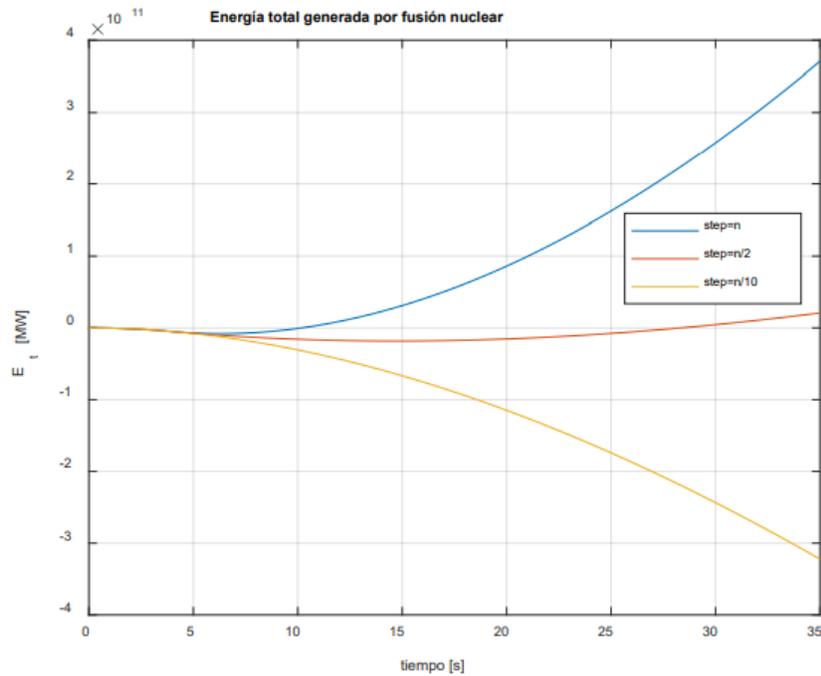


Figura 8. Energía total generada, gráficas obtenidas a través de nuestra primera aproximación en el modelo para un reactor de fusión nuclear tomando en cuenta alimentación tipo escalón con valores finales de n , $n/2$ y $n/10$.

7. CONCLUSIONES

A partir del modelo Rose [2] se estudiaron las consideraciones generales para el análisis de estabilidad de un reactor de fusión nuclear, aplicando las bases de la teoría de control al reactor para analizar su estabilidad, considerando diferentes modos de inyección de iones: rampa y escalón (constante), así como las 3 variantes en las concentraciones de inyección de iones para cada uno de estos escenarios: n , $n/2$ y $n/10$. Los resultados obtenidos indican que el modelo del reactor propuesto es inestable, en nuestras consideraciones si se requiriese controlar la energía de salida del reactor solo por inyección de iones como en ésta nuestra primera aproximación debe de ser una variación de la concentración de iones (n), pues como se analizó para el caso de la función escalón, puede ser constante siendo un submúltiplo de n entre $n/2$ y $n/10$. Para el caso de la función rampa es cada vez más grande, pues cada segundo que pasa en la inyección de energía esta aumenta sin estabilizarse a algún valor constante debido a la falta de la implementación de una estrategia de control.

Los resultados encontrados muestran la necesidad de incorporar otras variables importantes para el control de este tipo de reactores como lo son la densidad y la temperatura. Es posible concluir que manipulando únicamente la inyección de iones no es posible obtener una respuesta estable, por lo que se debe de extender el estudio hacia la manipulación de otras variables de control como las antes mencionadas para poder realizar un adecuado análisis de estabilidad y posteriormente poder proponer una estrategia de control e implementarla.

REFERENCIAS

- [1] Izaskun Garrido, Aitor J. Garrido, Jesús A. Romero, Edorta Carrascal, Goretti Sevillano-Berasategui, and Oscar Barambones, “Low Effort Li Nuclear Fusion Plasma Control Using Model Predictive Control Laws”, *Mathematical Problems in Engineering* **2015**, Article ID 527420 (2015).
- [2] Kuroda, T., Enoeda, M., Nishio, S., Akiba, M., Nomoto, Y., Konishi, S *Power plant systems for fusion reactors*, No. JAERI-CONF--2004-012 (2004).
- [3] Velarde, G., Aragonés, J. M., “Research and cooperation on inertial fusion energy and reactor physics at Madrid Institute”, *Nuclear Europe Worldscan*, **13**, p. 43 (1993).
- [4] Plasma Science and Fusion Center MIT, <https://www.psfc.mit.edu/Sparc> (2020).
- [5] Rose D.J., “Engineering feasibility of controlled fusion: A Review”, *Nuclear Fusion*, **9**, p. 183-203 (1969).
- [6] Press P., *Fusion Research Principles, Experiments and Technology*. Pergamon Press, (2000).
- [7] Ogata K., *Ingeniería de control moderna*, Pearson, México, (2010).
- [8] Hernández-Gaviño R., *Introducción a los sistemas de Control*, Pearson, México (2010).
- [9] Dolan, T. J., *Fusion Research: Principles, Experiments and Technology* (2nd ed.). Pergamon Press (2000).
- [10] Harms, A. A., Schoepf, K. F., Kingdon, D. R., *Principles of fusion energy: an introduction to fusion energy for students of science and engineering*. World Scientific (2000).
- [11] Kammash, T., *Fusion Reactor Physics: principles and technology*. IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. NS-23, No.3 (1976).

DISCUSIÓN SOBRE LOS PARÁMETROS QUE AFECTAN LA POTENCIA EN MÁQUINAS DE CONFINAMIENTO MAGNÉTICO

Ordorica-Recio R.¹, Polo-Labarrrios M.A.²

¹*Departamento de Física y Matemáticas, Universidad Iberoamericana,
Prolongación Paseo de la Reforma 880, Lomas de Sana Fe, Cd. de
México 01219, México.*

²*Departamento de Ingeniería Química, Industrial y de Alimentos,
Universidad Iberoamericana, Prolongación Paseo de la Reforma 880,
Lomas de Sana Fe, Cd. de México 01219, México.*

ricardo.ordorica@correo.uia.mx; marco.polo@correo.uia.mx ;

Resumen

El presente trabajo de investigación tiene como objetivo discutir la dependencia de la potencia sobre los parámetros que permiten caracterizar el plasma y el tipo de reactor. Partiendo de modelos preexistentes, se sigue un proceso de desarrollo y recolección de datos. Primero se presentan los diferentes parámetros generales que caracterizan a una máquina de confinamiento magnético y cómo estos afectan a la rapidez con la que el sistema pierde energía y la eficiencia del reactor para confinar un plasma. Luego, se analizan diferentes modelos de potencia así como sus parámetros y consideraciones. Finalmente, se discuten las principales diferencias entre los modelos y como estos se relacionan con los parámetros geométricos. Los aspectos geométricos son importantes para el aprovechamiento máximo de la energía en la máquina.

1. INTRODUCCIÓN

Las siempre crecientes necesidades energéticas mundiales y las constantes inestabilidades políticas y sociales de los Países productores de petróleo y gas han empujado la política energética internacional hacia nuevas formas de energía, en particular, las renovables y las nucleares *avanzadas*. Entre las últimas, la fusión nuclear ha alcanzado en los últimos años, especial interés por parte de los gobiernos de todo el mundo los cuales están invirtiendo en ella ya que se considera como una de las promesas para el futuro energético del planeta [1].

Actualmente existen diferentes proyectos para lograr construir un reactor de fusión estable y económicamente viable, entre los cuales se encuentra el experimento ITER que es resultado de la colaboración de varias naciones para construir el Tokamak más grande del mundo [2].

Partiendo de modelos preexistentes, se sigue un proceso de desarrollo y recolección de datos para conseguir las mejores respuestas del sistema, sobre todo en términos del confinamiento del plasma, desde varios puntos de vista: características geométricas y estructurales. Todo esto para generar una configuración coherente para el plasma confinado. Y a su vez comprender el balance de potencias para obtener la máxima capacidad de producción energética.

Primero se presentan los diferentes parámetros generales que caracterizan a una máquina de confinamiento magnético y cómo estos afectan a la rapidez con la que el sistema pierde energía y la eficiencia del reactor para confinar un plasma. Luego, se analizan diferentes modelos de potencia así como sus parámetros y consideraciones. Finalmente, se discuten las principales diferencias entre los modelos y como estos se relacionan con los parámetros geométricos.

2. PARÁMETROS

Para el desarrollo y diseño de un Tokamak existen diferentes parámetros de gran importancia, estos parámetros dan el rendimiento que tendrá la máquina y son esenciales para el aprovechamiento máximo de la energía. Para la investigación en fusión por confinamiento magnético, la comprensión de las características τ_E y β son las que dominan el campo. Donde τ_E es el tiempo de confinamiento energético, que nos da la rapidez con la que el sistema pierde energía y se define como la relación entre la energía almacenada en un plasma (W) y la potencia que emite el plasma (P_T). Y β es la razón entre la presión cinética del plasma y la presión magnética, se le conoce como constante beta del plasma [3][4].

Por otro lado, la τ_E y la β se determinan a través de los parámetros geométricos que son: radio mayor (R), radio menor (a), razón de aspecto inversa ($\epsilon = a/R$), elongación (κ) y triangularidad (δ), el campo magnético toroidal (B) y la corriente del plasma (I) [1][3].

2.1. Leyes de escala

En física de plasmas las leyes de escala son altamente usadas debido a que las predicciones de primeros principios son sumamente difíciles. Estas leyes son aproximaciones experimentales determinadas a través de curvas estadísticas de una base de datos nacientes de los experimentos alrededor del mundo. Estas leyes de escala se usan principalmente para determinar el tiempo de confinamiento energético, el cual es uno de los parámetros de mayor importancia en la fusión por confinamiento magnético (FCM). La forma general de las leyes de escala para el τ_E es [3]:

$$\tau_E = CI^{\alpha_I} B^{\alpha_B} n^{\alpha_n} P^{\alpha_P} R^{\alpha_R} a^{\alpha_a} \epsilon^{\alpha_\epsilon} \kappa^{\alpha_\kappa} M^{\alpha_M} q^{\alpha_q} \quad (1)$$

donde I es la corriente del plasma (MA), B es el campo magnético toroidal (T), n es la densidad ($\frac{10^{20}}{m^3}$), P es la potencia perdida (MW), R es el radio mayor (m), a es el radio

menor (m), ϵ es la razón de aspecto inversa, κ es la elongación, M es la masa de los isótopos de hidrógeno (u) y q es el factor de seguridad.

Existen muchas leyes de escala para el tiempo de confinamiento, pero las más importantes y usadas actualmente se presentan en la Tabla 1.

Tabla 1: Leyes de escala principales para los Tokamaks

Ley de Escala	C	α_I	α_B	α_n	α_P	α_R	α_a	α_ϵ	α_κ	α_M	α_q
neo-Alcator	0.07	-	-	1	-	2	1	-	-	-	1
Goldston	0.037	1	-	-	-0.5	1.75	-0.37	-	0.5	0.5	-
ASDEX	0.065	-	-	-	-	1	-	-	-	0.5	-
ITER89-P	0.048	0.85	0.2	0.1	-0.5	1.5	-	0.3	0.5	0.5	-
L	0.058	0.96	0.03	0.4	-0.73	1.83	-	-0.06	0.64	0.2	-
ELM Free	0.068	0.94	0.27	0.34	-0.68	1.98	-	0.1	0.68	0.43	-
IPB98(y,2)	0.056	0.93	0.15	0.41	-0.69	1.97	-	0.58	0.78	0.19	-

La escala de neo-Alcator es usada para plasmas bajas densidades y calentados solo ohmicamente. Para densidades más altas la dependencia sobre la densidad se pierde [3][5]. Controlando el sistema para tener una densidad máxima se puede alcanzar un modo de confinamiento más alto, llamado IOC (confinamiento óhmico mejorado).

Para plasmas calentados adicionalmente, τ_E presenta una dependencia en la corriente y casi nula en la densidad. También, en este tipo de escalas se puede ver una relación inversa a la potencia perdida/potencia absorbida.

La ley de escala de Goldston es usada para modos de confinamiento bajos y con métodos de calentamiento adicional. En este régimen, el confinamiento se degrada al incrementar la potencia aplicada, $\tau_E \propto P^{-0.5}$ [3]. Una versión mejorada de la escala de Goldston, para mejores predicciones y más precisas, es la escala L derivada de la escala ITER89-P.

En modos de confinamiento altos, no se observa una diferencia grande en el tiempo de confinamiento energético respecto a los plasmas calentados óhmicamente [5]. Este régimen se encontró en el experimento ASDEX, y es cuando, debido al incremento de la potencia aplicada, surge un pedestal en el borde de los perfiles de la temperatura y la densidad. Este modo de confinamiento tiene un efecto de, aproximadamente, duplicar el tiempo de confinamiento energético [3].

Para el Reactor Termonuclear Experimental Internacional, ITER, se han desarrollado diferentes leyes de escala, tanto para modos de confinamiento bajos y altos. Para los modos de confinamiento altos, existen dos escalas principales, ELM Free e IPB98(y,2), estas son usadas para plasmas sin y con ELMs (modos localizados en el borde), respectivamente.

Para comparar los tiempos de confinamiento energético en diferentes regímenes se introduce el factor $H = \frac{\tau_E}{\tau_E^L}$, donde τ_E^L es una ley de escala de un modo bajo de confinamiento. Para modos altos, $H = 2$ aunque en presencia de ELMs este valor puede disminuir. Existen otros modos de confinamiento con una H más alta, alcanzando hasta 3.8.

Con el avance que se a dando en este campo, las leyes se pueden resumir en las escalas de ITER. Estas leyes de escala se consideran universales, ya que se pueden

aplicar a la mayoría de los Tokamaks alrededor del mundo [6].

La importancia de al tiempo de confinamiento energético y por consecuencia, las leyes de escala, recae principalmente en su definición $\tau_E = \frac{W}{P_T}$ y en lo que se conoce como el criterio de Lawson, este es también conocido como el criterio de ignición, y como su nombre lo dice es el que determina las condiciones necesarias para que se pueda llevar a cabo una reacción de fusión nuclear. A continuación se explica con mayor detalle y se obtiene lo que se conoce como el producto triple de este criterio.

2.1.1. Criterio de Lawson

Para poder tener un reactor de fusión comercialmente viable es necesario hacer un balance energético entre la potencia obtenida de las reacciones de fusión y la potencia de calentamiento del plasma. Es necesario que el plasma alcance un estado de funcionamiento autosostenido, es decir, que las pérdidas de potencia sean menores a la potencia obtenida de la reacción.

$$P_\alpha - P_T = 0 \quad (2)$$

donde la P_α es la potencia transmitida de las partículas alfa, producidas en las reacciones de fusión, a los iones, descrita por la Ec. (3), y la P_T es la energía perdida que se obtiene de la definición de tiempo de confinamiento.

$$P_\alpha = \frac{1}{4}n^2 \langle \sigma v \rangle \epsilon_\alpha V \quad (3)$$

donde n es la densidad de iones en $\frac{1}{m^3}$, $\langle \sigma v \rangle$ es un parámetro que describe la probabilidad que ocurra una reacción en $\frac{m^3}{s}$ y ϵ_α es la energía transmitida por cada colisión alfa-ión en keV.

Sustituyendo P_α y P_T en la Ec. (2) podemos encontrar la relación siguiente.

$$n\tau_E > \frac{12T}{\langle \sigma v \rangle \epsilon_\alpha} \quad (4)$$

Gracias a la dependencia de τ_E sobre la temperatura y la densidad, el mínimo de la ecuación anterior no es un óptimo, este se encuentra a una temperatura de 10-20keV donde $\langle \sigma v \rangle = 1.1 \times 10^{-24} T^2 \frac{m^3}{s}$ [3]. Usando este valor podemos encontrar el producto triple del criterio de Lawson descrito como:

$$n\tau_E T > 3 \times 10^{21} \frac{keVs}{m^3} \quad (5)$$

2.2. Beta del plasma

Como se explicó al principio de este capítulo, la beta es la relación entre la presión cinética del plasma y la presión magnética.

$$\beta = \frac{p_{cinetica}}{p_{magnetica}} = \frac{nk_B T}{B^2/2\mu_0} \quad (6)$$

donde k_B es la constante de Boltzmann, T la temperatura en keV, B el campo magnético toroidal y μ_0 es la permeabilidad. Este parámetro se utiliza para caracterizar

el plasma y sirve principalmente de indicador de la eficiencia del reactor para confinar un plasma. Para un reactor económicamente viable, debe de obtenerse $\beta > 0.05$, ya que el costo de las bobinas escala proporcionalmente a $\beta^{\frac{1}{2}}$ [1]. En una máquina de confinamiento magnético se busca obtener el valor más alto para que se utilice la menor fuerza magnética posible. Los valores de este parámetro son altamente afectados por las inestabilidades que presenta el plasma. Debido a las inestabilidades de alta densidad, se puede encontrar un límite para una máquina, este es llamado el límite de Troyon.

$$\beta_{max} = \beta_N \frac{I}{aB_0} \quad (7)$$

donde β_N es la beta normalizada y su valor se encuentra experimentalmente. En principio, el valor encontrado de β_N daba una β_{max} de 2.5-4 %, el cual era muy bajo comparado con el porcentaje necesario para un reactor viable. No obstante, se encontró que este valor cambia drásticamente con la forma (elongación y triangularidad) del plasma. Particularmente, un plasma con forma de D tiene muy buen rendimiento. La β máxima alcanzada fue del 40 % en el experimento START [7], un Tokamak esférico.

3. MODELOS

Para el entendimiento del plasma dentro de un Tokamak se consideraron tres diferentes modelos de potencias, el modelo del libro *Tokamak* de J. Wesson (2004) [3], el modelo del artículo *Ingeniería de la viabilidad de la fusión controlada: una revisión* de D.J. Rose (1965) [8] y el modelo del artículo *Confinamiento y estabilidad de descargas de un modo VH en el Tokamak DIII-D* de T.H. Osborne (1995) [9]. A continuación se explican cada uno de estos modelos, sus parámetros y consideraciones.

3.1. Modelo 1

Es un modelo general sobre el balance de potencia en un plasma termonuclear, es decir una vez ya alcanzada la ignición del plasma [3]. El balance de potencias dentro de un plasma se expresa de la siguiente forma:

$$P_{ext} + P_{\alpha} - P_T = 0 \quad (8)$$

donde P_{ext} es la potencia suministrada (externa).

Suponiendo que el plasma no tiene impurezas, y que hay un mismo número de iones y electrones, la energía almacenada dentro del plasma es:

$$W = 3nTV \quad (9)$$

donde la densidad está en $\frac{1}{m^3}$ y la temperatura en keV .

Sustituyendo P de la Ec. (3) y P_T de la definición de τ_E , la Ec. (8) se puede reescribir de la siguiente manera:

$$P_{ext} + \frac{1}{4}n^2 \langle \sigma \nu \rangle \epsilon_{\alpha} V - \frac{3nT}{\tau_E} V = 0 \quad (10)$$

Esta ecuación describe el balance de potencia al momento de ignición, es decir, en el punto de equilibrio.

Si queremos estudiar el cambio de la energía total del plasma con respecto al tiempo, la Ec. (10) se puede reescribir y reacomodar de la siguiente manera para obtener una expresión para la densidad de energía en el plasma.

$$\frac{d3nT}{dt} = \frac{P_{ext}}{V} + \frac{1}{4}n^2 \langle \sigma\nu \rangle \epsilon_\alpha - \frac{3nT}{\tau_E(n, T)} \quad (11)$$

Ya que al momento de ignición y en adelante se deja de suministrar una potencia externa, podemos omitir el término de P_{ext} . La Ec. (11) describe entonces el balance de potencia del plasma después de la ignición en término de la temperatura y la densidad.

$$3\frac{dnT}{dt} = \frac{1}{4}n^2 \langle \sigma\nu \rangle \epsilon_\alpha - \frac{3nT}{\tau_E(n, T)} \quad (12)$$

3.2. Modelo 2

En este modelo se estudia el cambio de temperatura únicamente en los iones. Desde la publicación de este modelo, la física ha avanzado mucho, ya que en este no se consideran las leyes de escala que ahora existen para el tiempo de confinamiento energético [8]. La ecuación que describe el balance de potencias en este modelo es la siguiente:

$$\frac{d^{\frac{3}{2}}nT_i}{dt} = P_\alpha + P_{ext} - P_T - P_e = 0 \quad (13)$$

donde T_i es la temperatura ionica en keV, P_α es la potencia transmitida de las partículas alfa a los iones descrita con la siguiente fórmula:

$$P_\alpha = \frac{n^2 \langle \sigma\nu \rangle \epsilon_\alpha(n\tau_E, T)}{4} \quad (14)$$

donde ϵ_α es la energía transmitida por colisión $\alpha - ion$. P_{ext} es la potencia introducida por sistemas de calentamiento descrita por la siguiente expresión:

$$P_{ext} = V_i \left[\frac{n}{\tau_E} + \frac{n^2 \langle \sigma\nu \rangle}{2} \right] \quad (15)$$

donde V_i es la energía con la que se inyectan los iones en keV. P_T es la potencia transportada o perdida por los iones.

$$P_T = \frac{3T}{2} \left[\frac{n}{\tau_E} + \frac{n^2 \langle \sigma\nu \rangle}{2} \right] \quad (16)$$

donde el primer término se refiere a los iones que se escapan del plasma y el segundo a los iones que fusionan. Y por último, P_e es la potencia transmitida de los iones hacia los electrones.

$$P_e = \frac{1.2 \times 10^{-18} n^2 T}{T_e^{3/2}} \left(1 - \frac{T_e}{T_i} \right) \quad (17)$$

donde T_e y T_i son las temperaturas electrónica e iónica en keV y T la temperatura del plasma.

3.3. Modelo 3

En este modelo, el balance de potencias propuesto es para estudiar la energía del plasma antes de la ignición, por eso el término P_α es omitido y se introduce uno nuevo, P_{ohmico} , que es la potencia por calentamiento óhmico. Esta potencia óhmica es mínima a altas temperaturas, por lo que en los primeros dos modelos es omitida [9].

$$\frac{dW_{Total}}{dt} = P_{ext} + P_{ohmico} - P_T \quad (18)$$

donde W_{Total} es la energía total del sistema y está definida como:

$$W_{Total} = W_{plasma} + W_F + W_R \quad (19)$$

donde W_{plasma} es la energía total almacenada en el plasma, W_F es la energía de haz rápido y W_R es la energía rotacional. Y P_{ohmico} esta descrita por:

$$P_{ohmico} = I^2 R_p \quad (20)$$

donde I y R_p son la corriente y resistencia del plasma.

4. DISCUSIÓN

En este trabajo se presentan diferentes modelos que permiten calcular la potencia en un plasma. Los primeros dos modelos describen el comportamiento del plasma después de la ignición, por esta razón contienen el término P_α . El tercer modelo se enfoca en el proceso de llevar el plasma a las condiciones necesarias para la ignición. Se podría considerar que, de cierto modo, esta etapa es más importante que lo que estudian los primeros modelos, ya que para generar potencia de un plasma termonuclear, primero es necesario alcanzar la ignición.

Por otro lado, el segundo es el único que se enfoca en la potencia iónica y no en la total del plasma. Esto permite estudiar el plasma con mayor precisión, sin embargo, esta diferencia hace que el modelado se complique ya que es necesario encontrar primero la temperatura iónica y electrónica. Los otros dos modelos consideran la potencia total del plasma ya que hoy en día se sabe que no hay una gran diferencia entre el estudio de la potencia del plasma y la potencia iónica. Esto se debe a que la suposición $T_i \approx T_e$ es una muy buena aproximación.

Se encuentra que el valor de los parámetros de la máquina influye directamente en el comportamiento del plasma. Donde, los aspectos geométricos son importantes para el aprovechamiento máximo de la energía en un Tokamak debido a que estos se relacionan con las dos características que definen la potencia perdida del plasma y el tipo de Tokamak que uno va a tener, estos son el tiempo de confinamiento energético τ_E , y la constante β del plasma. Estos parámetros son esenciales para el estudio, la investigación y los experimentos que se hacen alrededor de la FCM.

El tiempo de confinamiento energético es relevante para el cálculo de la potencia ya que, por su definición, aparece en todos los modelos.

De igual manera, todos estos parámetros son de gran importancia para el campo de la FCM porque ayudan a comprender superficies de flujo, estabilidad, transporte, regímenes de confinamiento, potencias umbrales de transición de modos, etc.

La forma del plasma, caracterizada por los parámetros geométricos κ y δ , afecta de gran manera la rendimiento de la máquina para confinar el plasma β , esto permite analizar si el reactor será económicamente viable.

El parámetro τ_E es, en definitiva, el valor más importante en este campo, ya que la rapidez con la que pierde energía el plasma ayuda a describir el comportamiento de la potencia. Para un valor grande de τ_E , las pérdidas de potencia son menores.

5. CONCLUSIONES

En nuestro interés por desarrollar la compresión de la potencia en un plasma, encontramos que los parámetros utilizados influyen en el comportamiento de la máquina y por lo tanto del plasma. En este trabajo se presentaron diferentes modelos para describir el comportamiento de la potencia de un plasma y se encontró que los parámetros geométricos son importantes para el aprovechamiento máximo de la energía en un Tokamak.

Se englobó y recopiló la información sobre la relación de la potencia con la forma de la máquina. A través de varios textos pudimos encontrar el camino por donde se relacionan estos dos, esto es a través de las características más importantes dentro de la FCM que son el tiempo de confinamiento y la beta del plasma.

Lo más importante de este trabajo fue la comprensión de las leyes de escala y la importancia del parámetro beta. También definir el camino y la importancia de los parámetros geométricos y la forma del plasma.

Continuando con este trabajo, se profundizará en la comprensión del balance de potencias y en las diferencias entre estudiar los iones o el plasma. También se hará una comparación de los distintos tipos de máquinas de confinamiento magnético para estudiar, de forma general, las ventajas que presentan las diferentes variaciones de los parámetros.

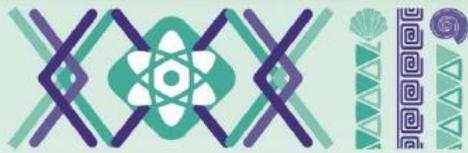
AGRADECIMIENTOS

Agradecemos al Dr. Max Salvador Hernández, de la Universidad Autónoma de Nuevo León, por su apoyo y orientación durante la realización de trabajo.

Referencias

- [1] Fernández-Cosials, K., Barbas Espa, A., Oliva Gonzalo, E., Ortiz Gómez, A., Moral Fernández, N., Carrasco Sánchez, A., Perlado Martín, J., Suárez Hontoria, R. and Coteló Ferreiro, M., 2017. Curso básico de fusión nuclear. Madrid: Senda.
- [2] International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER, 2022.
<https://www.iter.org/sci/Fusion>
- [3] Wesson, J., 2004. Tokamaks. Clarendon Press-Oxford.
- [4] Sheffield, J., 1994. The physics of magnetic fusion reactors. Review of Modern Physics.
- [5] Akiyama, M., 1990. Design Technology of Fusion Reactors. University of Tokyo, Japan.
- [6] Sonnino, G., Sonnino, A., Evslin, J., Nardone, P., Steinbrecher, G., 2016. Determination of the Dynamic ITER Energy Confinement Time Scalings. Scientific Research Publishing.
- [7] Sykes, A., 2008. The Development of the Spherical Tokamak. Wayback Machine, ICPP, Fukuoka.
- [8] Rose, D.J., 1965. Engineering Feasibility of controlled fusion: A Review.
- [9] Osborne, T.H., 1995. Confinement and Stability of VH Mode discharges in the DIII-D Tokamak.
- [10] International Atomic Energy Agency, Summary of the ITER final design report, July 2001.
- [11] Perlado, J.M., Cabellos, O., Rivera, A., 2009. Fusión Nuclear. Máster de Ciencias y Tecnología Nuclear, Universidad Politécnica, Madrid.
- [12] Friedberg, J., . Plasma Physics and Fusion Energy.
- [13] Lawson, J.D., 1955. Some Criteria for useful thermonuclear reactor. Atomic Research Establishment, Harwell, Berkshire, U.K.
- [14] Wagner, F., 2009. The Physics Basis of ITER Confinement. 2nd ITER Int. Summer School
- [15] ITER Physics Expert Groups on Confinement and Transport and Confinement Modelling and Database, ITER Physics Basis Editors and ITER EDA, Naka Joint Work Site, Mukouyama, Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-Ken, Japan (1999). Nuclear fusion.
- [16] Luce, t.C., Petty, C.C., Cordey, J.G., 2008. Plasma Physics and Controlled Fusion.

- [17] Scaling Law, FusionWiki, hosted by LNF and FuseNet. It is associated with two domains: fusionwiki.ciemat.es (http://fusionwiki.ciemat.es/wiki/Scaling_law) and wiki.fusenet.eu.
- [18] Rose, D.J., Clark, M., Jr., 1965. Plasma and Controlled Fusion, 2nd rev. printing, MIT Press, Cambridge.
- [19] INTOR Group, 1986. International Tokamak Reactor: Phase Two A, Part 2. International Atomic Energy Agency, Vienna.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica VIII

Planificación de Energía y Recursos Humanos en la Industria Nuclear

Digital Infrastructure Attributes for Nuclear Energy Transition

Florencia de los Angeles Renteria del Toro *, **Chen Hao**
College of Nuclear Science and Technology, Nuclear Power Simulation Research Center,
Harbin Engineering University
Nantong Street 145, 150001 Harbin, China
florenciaren@hrbeu.edu.cn ; haochen.heu@163.com

Armando Miguel Gómez Torres
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
La Marquesa, Ocoyoacac Estado de México, 52750, México
armando.gomez@inin.gob.mx

Abstract

Creating policies that could aid in the rapid development of the next generation of nuclear professionals is crucial for the upcoming years. New emerging technologies could be part of the transition process in the direction of the framework of a Digital Infrastructure in the Nuclear Capacity Building Programs among the Member States.

Prior to the COVID-19 epidemic, workplace physical activity encouraged a productive environment among the staff. However, during and after the pandemic, the situation undergoes a transition period in which individuals may work from home or in distant places, which boosts worker productivity and offers flexibility in working hours. This new environment is known as a hybrid world.

The shift to digital engineering will have an impact on the research, specifications, procurement, testing, budget, maintenance and support, and analytics sectors, in addition to the engineering community. This is due to the fact that staff workers will need new tactics, processes, and equipment.

The Super Decisions Software was used to create a model based on the ANP. In order to determine whether or not various factors are in the digital transformation process, the model outlines a number of standards, alternatives, and regulatory concerns. It then assesses the most crucial areas using quantitative and qualitative research.

The ANP uses ratio scales to keep track of all interactions, provide accurate projections, and make even better judgements. While necessary, clusters of related elements are taken into consideration when determining scale-dependent priority from the dispersal of components and clustering using the ANP.

The result demonstrates how the Node Sensitivity Analysis prioritizes optimizing the current nuclear technology. After that, the community should be included. Then, flexible energy regulations should be proposed, and resources like quantum computing, HPC, and digital twins should be optimized and standardized for deployment.

The nuclear industry is now using a variety of tactics to develop technology and attain global energy security. Applying innovative features to regulation via sustainable enabling technologies will increase the capabilities of these technologies by looking at the benefits at the industrial level for the expansion of human power.

1. INTRODUCTION

The digital transformation process involves a wide range of applications, where electricity generation has a new era of digitalization. To reach by 2050 the decarbonization goals, it is important to identify which potential areas can provide innovative approaches and tools to deploy nuclear technology for the benefit of humankind. Since emerging digital technologies offer new benefits to exploring the technology and integrating them into the real world, the brand new approaches add a huge value to incorporating the latest methods to reduce the use of computational resources to industrialize nuclear technology and reduce Greenhouse Gas Emissions (GGE) [1]. For instance, Digital twins play a principal role where the commissioning and full cycle operation of nuclear facilities can help in the licensing process to commercialize nuclear technology.

Considering the perspectives of addressing the attributes and prosperous areas to develop a Digital Infrastructure in a Nuclear Program where the human resources will experience and energy transition from the physical to the digital world. Having a digital infrastructure will provide alternatives for global energy security and increase the opportunities to expand the Research and Development (R&D) projects at the organizational level. Acknowledging the advantage of deploying more digital tools using other types of hybrid models applying Machine Learning (ML), Artificial Intelligence (AI), Augmented Reality (AR), High-Performance Computing (HPC), and Quantum Computing (QC), among other alternatives.

Section 2 lists the new challenges in the hybrid world toward a Digital Energy Transition (DET). The challenges are considered from the physical and technological perspectives and provide new technological enablers to promote the collocation of high-tech devices in the hybrid world to empower the interaction between the physical and the virtual world. The potential Digital Engineering Deployment approaches are listed in section 3, mentioning new tools to perform and deploy technology in a large scale. The new models should be simplified and created to make use of the potential advantages of the new computing era. The Analytical Network Process (ANP) is the applied methodology to carry out the simulations data in SuperDecisions software, using a conceptual model to evaluate the different aspect in the digital transformation process, all the information is described in Section 4. The results of this study are found in Section 5. Finally, Section 6 discusses the limits of the study and the final observations.

2. NEW CHALLENGES IN THE HYBRID WORLD

Before the COVID-19 pandemic, the productive atmosphere among the workers were oriented in physical activities developed in the office. But during and after the pandemic, the situation turned into a transition process where people are able to work from remote locations or from home, which increases the level of productivity from workers providing flexibility in the working time; this is known as a Hybrid World. The globe rapidly transitioned to a virtualized workplace. Nevertheless, not all results have been negative; some have actually been better than predicted[2].

It should go without saying that business-critical infrastructure requires a home and must be strong enough to enable distant and hybrid working. The moment has come to think about separating technology from the office workspace and outsourcing the challenging task of maintaining internal servers to a specialized colocation provider while long-term real estate choices are being made.

Moving IT equipment off-site will free up additional space for collaborative workplaces, meeting areas, and hot-desking, allowing for cost savings while enhancing performance and sustainability[1].

2.1. Physical

It is quite evident that companies are now carefully considering their operating needs for real estate and office space. It does not matter whether they are considering how to negotiate new contracts with key stakeholders in the nuclear program or what cost savings may be gained from this new method of working, such as cutting down on office space or making the most use of floor space. Additionally, the IT server room or internal data center should be flexible enough to accommodate whether the businesses operate from the same location(s) or move. It is not uncommon to ignore the beneficial influence that IT could have on these strategic choices.

2.2. Technological

It should go without saying that crucial corporate infrastructure needs to be kept somewhere and be durable enough to support remote and hybrid working. The moment has come to consider separating technology from the office workspace and hiring a specialized colocation provider to handle the challenging process of managing internal servers now that long-term real estate decisions have been made. Moving IT equipment off-site will free up more space for hot-desking, conference rooms, and collaborative workplaces, providing for cost savings while also enhancing performance and sustainability.

2.3. Alternative Solutions

Colocation may assist organizations wishing to restructure or reorganize their tangible impression to liberate priceless office space, allowing for alternative uses or decreasing the overall amount of office space needed. Even if an office is not entirely remote, there are a ton of other reasons to move computers from on-premises to a third-party facility. Significantly, accessing cloud services quickly and easily is made possible by locating IT resources in a geographically localized, which, in present remote/hybrid world, are nearly usually a part of any remote working strategy. Companies will be able to set up and leverage the ever-expanding cloud environment more quickly than they can with in-house IT thanks to the robust, reliable, and integrated data center architecture.

Physical security is a major benefit of colocation when firms transition to virtual or hybrid working. How is it possible to know at the most fundamental level that the IT infrastructure is secure if the server room or data center is a part of a vacant office building? This physical security element may be a concern even if employees work there. Peace of mind is offered by the colocation facility's gold standard physical security measures and the presence of trained data center employees.

Colocation is appealing since it satisfies not only present needs but also supports future objectives, whether they include expansion or decrease. In fact, colocation makes it possible for businesses to scale up or down their infrastructure to match their unique needs without having to pay additional, sometimes stratospheric, capital expenses. Demands on digital infrastructure and actual office space will surely increase and change due to the coronavirus outbreak, which inspired this creative blend of remote work and on-site presence.

The fact that servers are off-site and not located in the office does not make maintenance any more challenging. The only difference is that the systems are now housed in a safer, more reliable, and more effective environment while remaining under the control of the organization. Organizations can build up flexible physical and remote access in centralized data centers to accommodate upcoming changes. Organizations can build up flexible physical and remote access in centralized data centers to accommodate upcoming changes. Redundancy in terms of facilities and networks should not be overlooked. Industrial activities cannot afford for systems to go down because of a power outage or a breakdown of the facility's major cooling system because so many employees are now working remotely. In today's extremely competitive industrial environment, corporate continuity will continue to be important.

2.4. Working remotely has a great potential

It is the ideal time to review IT infrastructure and office space given this considerable change in working patterns. In this era of transition, businesses should examine their requirements for long-term achievement and think about removing technology from the workplace. Corporations may increase the efficiency of their IT infrastructure by hiring a colocation data center expert to handle their internal servers. Utilizing colocation, businesses may redesign their office space to better suit contemporary working needs, increase productivity, and save costs. The New Energy Transition Era (NETE), which includes all of the aforementioned components, will deliver technological benefits to scale up the human resource chain in a flexible environment. NETE provides a potential Hybrid Energy World (HEW) for the present and next generations of nuclear specialists.

3. POTENTIAL DIGITAL ENGINEERING DEPLOYMENT

New methods to warehouse architecture are being used to introduce new tools to execute and install technology at a big scale. Simpler and new models should be developed to take advantage of the potential benefits of the new computer era. With the help of digital engineering, stakeholders will be able to interact with technology and find new, creative methods to address challenges. The shift to digital engineering will also resolve the complex, ambiguous, and fast-changing problems that arise in the deployment and usage of energy systems[3].

While the move to digital engineering will change how engineers operate by requiring new approaches, processes, and tools, it will also have an impact on the research, requirements, acquisition, test, cost, sustainment, and intelligence communities in addition to the engineering community. The change to digital engineering is resulting in similar advantageous advancements in company operations, such as acquisition procedures, regulatory requirements, and contractual activities [3].

Organizations will develop formal methods for model development, curation, integration, and related program and enterprise engineering activities during the course of their existence. Plans will specify how models will be used consistently and effectively when decisions, evaluations, and activities are accomplished. In the area of digital engineering, lifecycle analysis integration models are graphically shown in Figure 1.

Digital technology has changed society, the economy, and the day-to-day activities of people at work and at home. The energy transition, which includes fusion, renewable energy sources, and

energy efficiency, is aided by collecting large amounts of data[4]. The global shift to renewable energy and the economic benefits of digital transformation are two of the top policy concerns that are intrinsically linked to data. The European Commission has started the initiative European Green Deal to address the dangers posed by environmental deterioration and climate change. While the connection to the digital transformation is clear, it is less clear but no less important how digitalization may contribute to our long-term objective of being carbon neutral by 2050 [5].

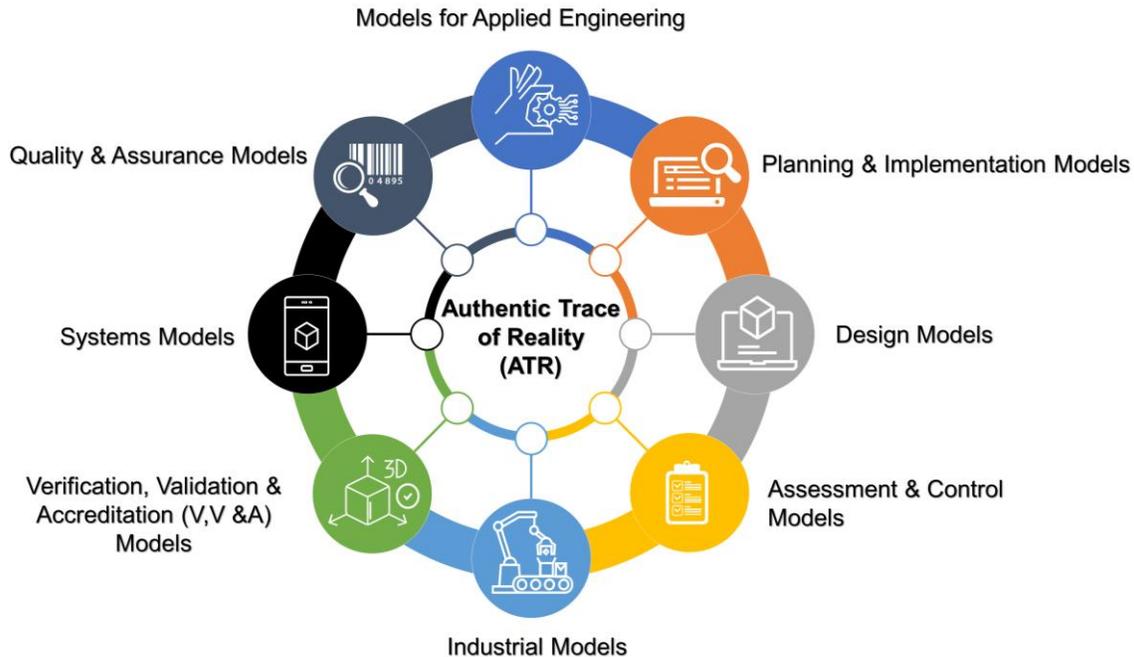


Figure 1. Connected models for lifecycle analysis

3.1. Digitalization and Data Sharing

A few examples of digitalization include Artificial Intelligence (AI), improved data processing, the Internet of Things (IoT), and Machine Learning (ML). Through the entire supply chain, from infrastructure planning, commissioning, operation, and maintenance to energy generation and transmission, consumption, and decommissioning, these new technologies offer significant opportunities to improve efficiency and manage the complexity of the energy system.

The energy system must become more digitalized and incorporate cutting-edge technical solutions as it becomes more decarbonized and decentralized. Data must be transferred from one place to another, for example, from a data center to a home or from a car's battery to a charging station and the energy network operator. Such data must be transported through a secure, dependable network and on a platform that enables easy communication among the several parties concerned.

Local and regional governments may profit from data exchange in areas like energy performance audits, renovation projects, and the creation, planning, and execution of sustainable energy and climate action plans. A shared energy data space will be founded on basic rules regarding who may access data, when they can access it, and how they can access it. The numerous stakeholders in the

energy system, including suppliers, infrastructure operators, energy system providers, and consumers, would gain from improved data exchange and use in the sector[4].

3.2. Data Driven Innovation (DDI)

The consumers are the center of the energy system. The tools customers need to become "prosumers," or active players in the electrical market, can be provided via digital solutions. Organizing cooperatives, investing in renewable and sustainable energy sources, participating in local energy communities, and exchanging power via peer-to-peer platforms are just a few examples of how digitalization makes it easier for people to do. These activities all help to increase the flexibility of the future electrical system overall.

In addition, it makes it possible to create new services that are more suited to meet customer needs. Data-driven innovation is therefore essential to meeting the global decarbonization targets for both energy and climate. New sorts of digital transactions in the banking industry and elsewhere are now possible because to blockchain and other cutting-edge technological advancements. Similar to this, blockchain technology has the potential to provide a wide range of new opportunities in the energy industry, such as rewarding flexibility in power use [4].

3.3. A Cybersecurity Digitalization

Digitalization also exposes the energy sector to new dangers. Cybersecurity and digitalization are related concepts. Data sharing can only occur in a secure environment since the information supplied over the internet is sensitive and required to fulfill daily obligations. Because of this, in the modern world, ensuring supply security also necessitates strengthening our defenses against any coordinated cyberattacks intended at the global level of an energy infrastructure. Therefore, it should emphasize the collaboration between various members on policies to ensure that the global electrical system complies with the strictest cybersecurity standards.

The energy sector is simultaneously exposed to new dangers as a result of digitalization. Cybersecurity and digitalization are two sides of the same coin. Data sharing is only possible in a secure setting since the information transferred over the internet must be both sensitive and vital to fulfill daily obligations. As a result, in the modern world, ensuring supply security also necessitates boosting our capacity to fend off any coordinated cyberattack on the global level of energy infrastructure. In order to ensure that the global electrical system complies with the strictest cybersecurity standards, it should emphasize the collaboration between various members on the rules.

4. DESCRIPTION OF THE METHOD

The Analytical Network Process (ANP) has been implemented in SuperDecisions Software. The ability of the ANP to record all interactions to generate precise forecasts and even better judgments is based on its usage of ratio scales. The ANP gives a precise framework to evaluate the method by which ratio scale priorities are retrieved from the distribution between elements and clusters, considering clusters of related elements as needed[6]–[9]. The ANP is the first mathematical theory that systematically enables users to deal with all types of dependency and feedback. Two parts make up the ANP's coupler. In first, a control hierarchy or network of criteria

and subcriteria governs the interactions in the system under examination. The second is a network of interactions between elements and clusters. The network varies depending on the control criterion, and a supermatrix of limiting influence is generated for each control criterion. The results are then combined by adding the values from each of these supermatrices according to the significance of each control condition[10].

Making the assumption there is a system of N clusters or components, where each component's elements interact with, have an impact on, or are themselves influenced by some or all of the elements of that component or of another component in terms of an asset governing the interactions of the overall system, such as energy, capital, or political influence. Presume component h , represented by $C_h, h = 1, \dots, N$, contains n_h components, which are represented by $e_{h_1}, e_{h_2}, \dots, e_{h_{n_h}}$. The influence of a certain set of elements in a component on another element in the system is shown by a priority vector that is produced from paired comparisons conventionally. An element's influence priority is assigned (not derived) as zero when it has no impact on any other elements.[8]

Each priority vector entered as a component of a supermatrix's column is derived using pairwise comparison matrices. The supermatrix represents the influence priority of an element on the left of the matrix on an element at the top of the matrix[11]. Equations 1 and 2 depict a supermatrix together with a sample of one of its general entry i, j blocks. All of the priority vectors computed for nodes that are "parent" nodes in the C_i cluster are included in the component C_i that is next to the supermatrix. A hierarchy's supermatrix and its supermatrix are provided in Equation 3. The identity matrix I is the item in the final row and column of a hierarchy's supermatrix.

$$W = \begin{matrix} & e_{11} \\ & e_{12} \\ & \vdots \\ C_1 & e_{1n_1} \\ & e_{21} \\ & e_{22} \\ C_2 & \vdots \\ & e_{2n_2} \\ \vdots & \vdots \\ & e_{m1} \\ & e_{m2} \\ C_m & \vdots \\ & e_{mn_n} \end{matrix} \begin{bmatrix} W_{11} & W_{12} & \cdots & W_{1m} \\ W_{21} & W_{22} & \cdots & W_{2m} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ W_{m1} & W_{m2} & \cdots & W_{mm} \end{bmatrix} \quad (1)$$

$$W_{ij} = \begin{bmatrix} w_{i_1} w_{j_1} & w_{i_1} w_{j_2} & \cdots & w_{i_1} w_{j_n} \\ w_{i_2} w_{j_1} & w_{i_2} w_{j_2} & \vdots & w_{i_2} w_{j_n} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ w_{i_{n_i}} w_{j_1} & w_{i_{n_i}} w_{j_2} & \cdots & w_{i_{n_i}} w_{j_n} \end{bmatrix} \quad (2)$$

$$W = \begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & \cdots & 0 & 0 \\ W_{21} & 0 & 0 & \cdots & 0 & 0 \\ 0 & W_{32} & 0 & \cdots & 0 & 0 \\ & & \ddots & W_{n-1,n-2} & \vdots & \\ & \cdots & & & \cdots & \\ 0 & 0 & 0 & \cdots & W_{n,n-1} & I \end{bmatrix} \quad (3)$$

4.1. Nuclear Digital Doughnut Transformation

The Nuclear Digital Doughnut Transformation (ND²T) will provide a model to identify criteria for the regulation, attributes and enabling technologies assessment in the different areas to address in

the nuclear power infrastructure. The main objective of these components is to standardize and modularize the digital energy transition process. Establishing a framework to select the criteria to apply in a particular aspect of the nuclear energy project. Harmonizing codes and standards will facilitate the advanced nuclear technology deployment at the industrial level, for example, digital manufacturing process, commissioning and decommissioning protocols, advanced construction approaches, nuclear safety system analysis, instrumentation and control equipment, and other robust technologies supporting the digital transition. The ND²T model lists several areas to study deeply, tackling several challenges for the stakeholders. Integrating the ND²T model with future nuclear reactor designs will improve the operations of the existing NPPs. Digital Twins (DT)-enabling technologies are linked to better digital integration, improved instrumentation and control systems, and advanced operations and maintenance methods [12].

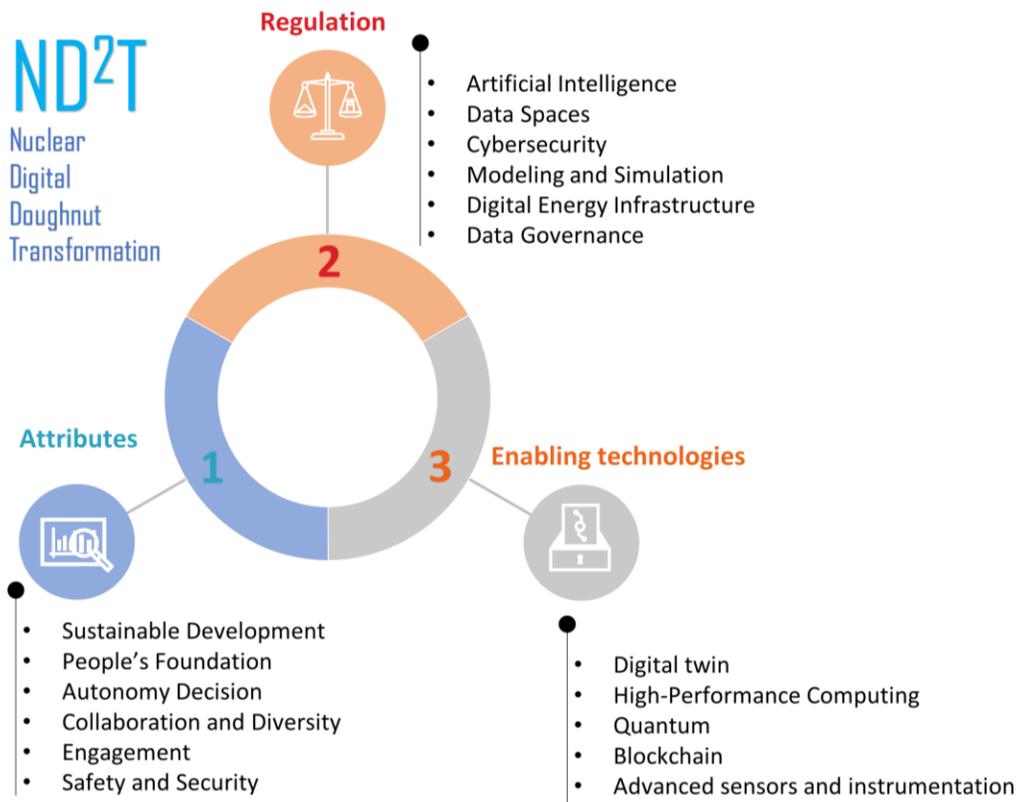


Figure 2. Nuclear Digital Doughnut Transformation components

4.2. Description of the model

A model based on the ANP was built in the Super Decisions Software. The model puts out a number of standards, options, and regulatory considerations, assessing the most important areas through quantitative and qualitative research to evaluate the presence of different aspects in the digital transformation process. It has been divided at the same time in three sub-networks (1) Regulation, (2) Attributes, and (3) Enabling Technologies, as appears in Figure 3.

Each sub-network contains a set of three control criteria specifically fit within the framework of the sub-network's target. The control criteria will help evaluate the alternatives linked according to the information presented in Figure 2. The purpose of this model is to incorporate as many elements as possible to evaluate more possibilities and their impact on the energy transition process.

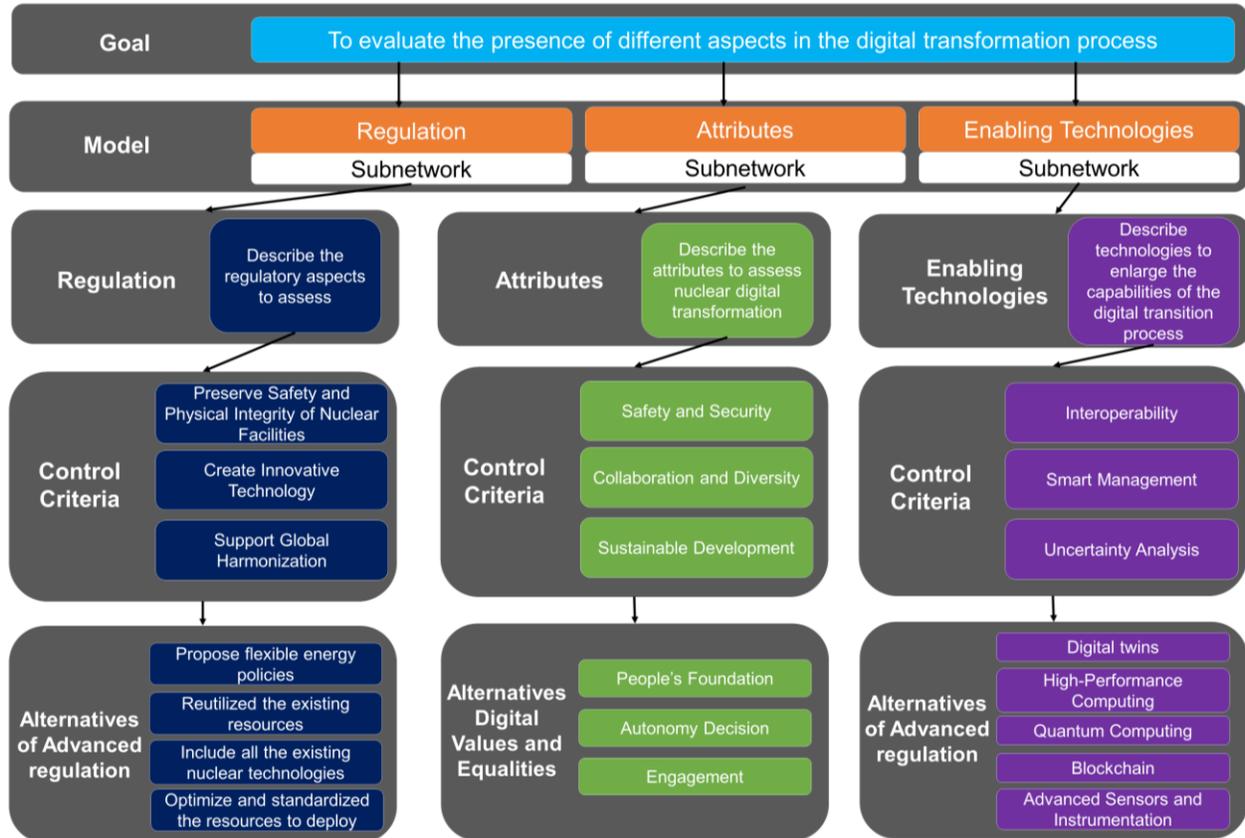


Figure 3. Analytical Network Process Model for Building a Digital Infrastructure

5. RESULTS

The results show key areas to divert the Research and Developing (R&D) Projects to implement new areas where personnel could develop their skills and expand their opportunities. Establishing the foundation of the nuclear energy policies where the migration to digital engineering is crucial needs to be addressed.

5.1. Synthesized Priorities

The Synthesized priorities are expressed in a scale factor from 0 to 1, showing ideal, normal and raw distribution among the alternatives in the digital nuclear transformation. The information appears in Figure 4, and in total 12 alternatives are proposed based on specific control criteria belonging to the sub-network categories of the study. Considering the normalized values, High-Performance Computing (HPC) is one of the most representative technologies to deploy at a large scale, with a normalized ratio of 0.104414.

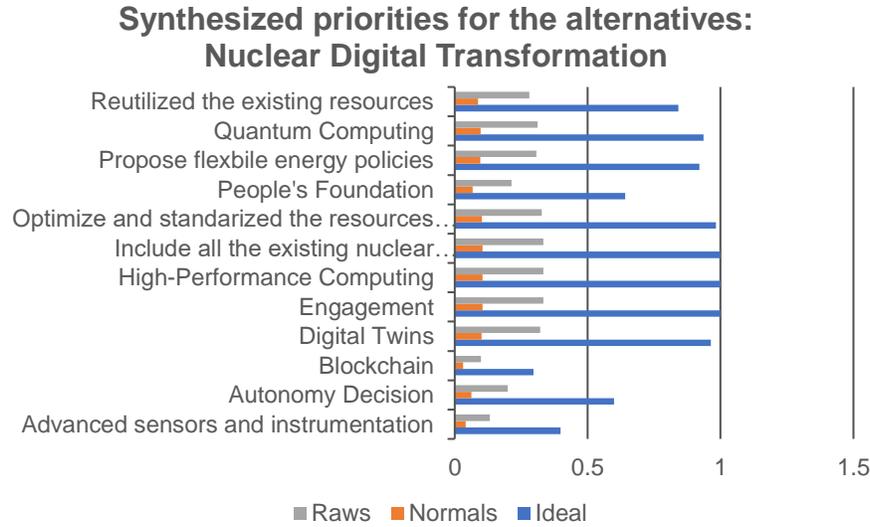


Figure 4. Synthesized priorities for the Nuclear Digital Transformation

Since these technologies are becoming more mature and offer several areas of application like medical physics, molecular science, particle physics or nuclear sciences, researchers could develop more simulations to find accurate solutions through algorithms configuration in several systems. Following the sequence of the values, to deploy robust technologies is always important to consider the existing technologies to find areas for optimization and saving resources. Moreover, the main capacity of all the infrastructure is the human capacity, and that is why people's engagement is needed because it is the same value as the previous ones. Quantum Computing is the fourth representative alternative, with a value of 0.097683. Quantum computers might help engineers develop more accurate simulations of the quantum effects they are starting to uncover in today's tiny transistors. However, more study has to be done in this area. According to more experts, quantum computers will not displace traditional computers; rather, they will complement them and be utilized as accelerators in a similar way to Graphical Processing Units (GPUs) now.

5.2. Node for Sensitivity Analysis

The outcome shows the Node Sensitivity Analysis (NSA) for the global model positioning the engagement of people as a priority to empower with 11%. Followed up by 10% in digital twins, HPC, Quantum Computing, include all the existing nuclear technologies, optimize and standardized the resources to deploy, and propose flexible energy policies, respectively. The cited elements are key driving paths to accomplishing the energy transition. In the sensitivity analysis, the people's foundation, engagement and autonomy decision are the key-driven outcomes to stress in the human power capacity. The detail NSA is shown in Figure 5, while the summary version is displayed in Figure 6 expressed in percentage ratios.

A well-known idea is the international standardization of products and services. For standardization to be practical, technology must be developed enough to use designs with a symbol of quality and safety. This is especially true of modern nuclear reactor designs, which are the product of more than 50 years of research and development. The idea of standardized reactor designs envisions a day when reactors may be constructed in any nation without adhering to particular national

restrictions. Undoubtedly, if nuclear power is to reach its full potential as a significant contribution to the clean energy demands of the future, such standardization will be essential[13].

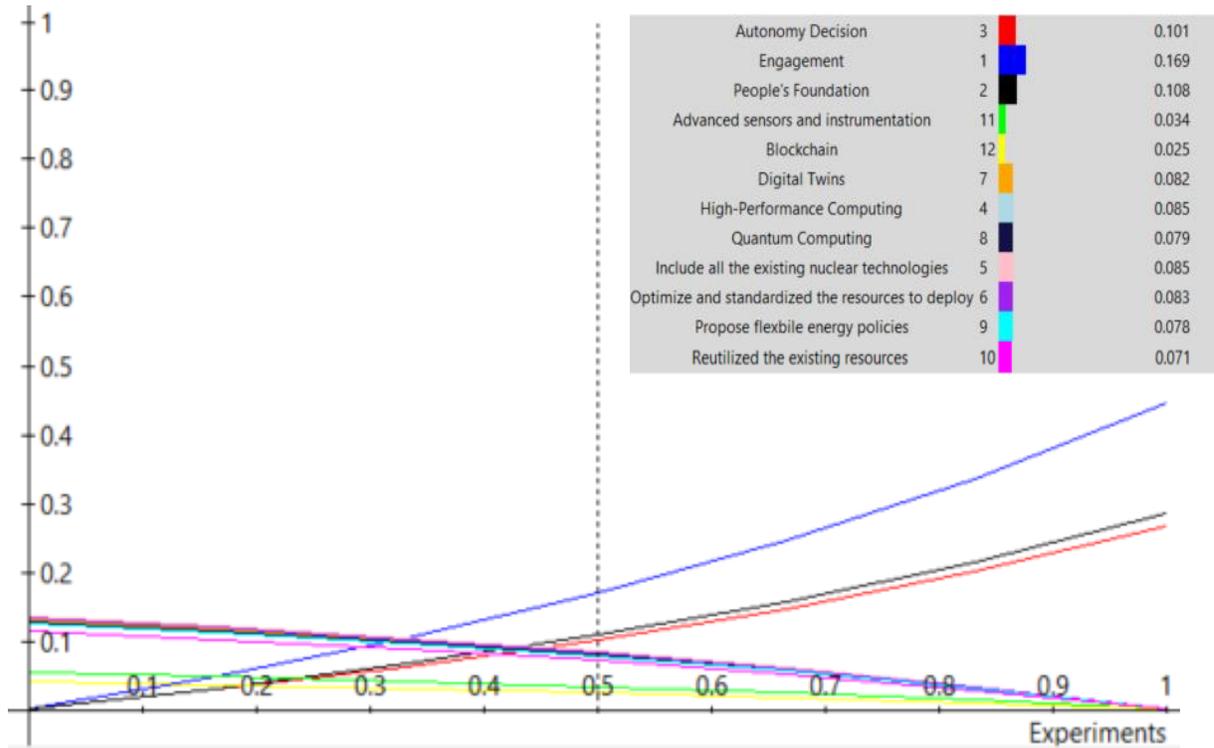


Figure 5. Node Sensitivity Analysis Specifications

Digital Twins (DT) technologies have just begun to be used in the nuclear sector, both in the advanced reactors and the fleet of present light-water reactors. The state-of-the-art survey report may find a thorough description of DT use in the nuclear industry[14]. A variety of applications throughout a lifecycle of a plant, such as design, licensing, regulatory compliance, emergency response, modification, engineering analysis, construction, operation and maintenance efficiency, and testing, are the focus of these efforts, which involve interdisciplinary collaboration between advanced reactor designers, nuclear utilities, DT vendors, university researchers, and national laboratories.

Numerous commercial and scientific applications depend heavily on large-scale computing. High-fidelity simulations are crucial in the nuclear industry because to the need for exact simulations and reliable source data for validation principles. Due to the high processing power needed, these simulations must be done on specialized computer systems[15]. High-Performance Computing (HPC) equipment can process massive amounts of data, speeding up our work and, in some cases, even saving lives. However, since computer models can now do the computations at a far higher resolution, the results more closely mirror the real world [16]. In several areas of nuclear energy, including materials science, structural integrity, neutronics, and thermal-hydraulics, HPC is used [17].

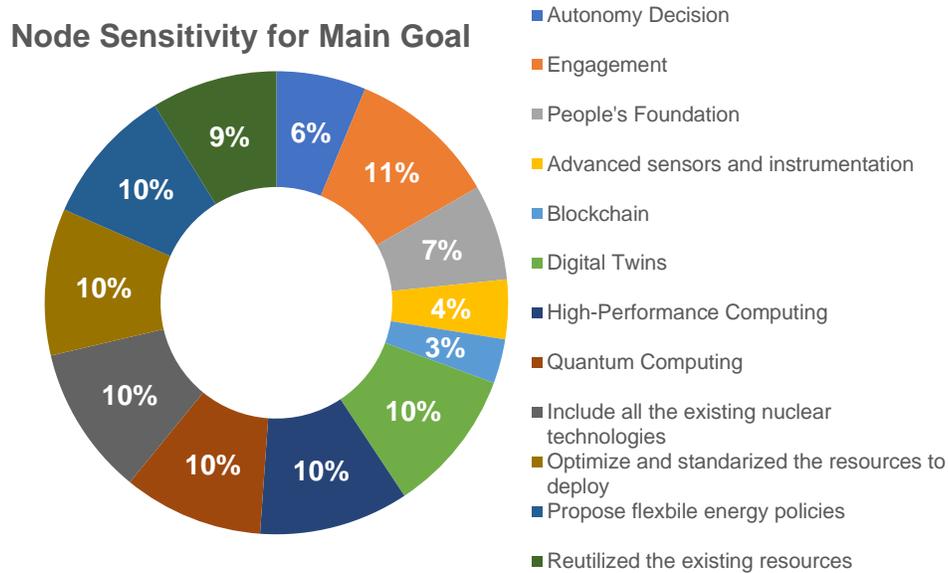


Figure 6. Node Sensitivity Analysis Synthesized

The node sensitivity analyses for each subnetwork are displayed in the upcoming graphics. For the Attributes, Enabling Technologies and Regulation data appear in Figures 7A),7B), and 7C), respectively. The three subnetworks evaluated the 12 alternatives with normalized values and the most representative alternatives in each case. The graphs show an average increasing tendency and decreasing as well. The most representative values for the Attributes subnetwork are shown between 0.2 and 0.4 normalized alternatives: the engagement alternative taking the first rank, followed up by the people's foundation alternative, and finally, the autonomy decision. In the Enabling Technologies subnetwork, the maximum values are between 0.2 and 0.3 normalized scale, being HPC is the top alternative, digital twins take the second position, afterward quantum computing, and finally advanced sensors and instrumentation.

Nuclear Power Plants (NPPs) have to be controlled and supported at all times by a significant number of human-performed tasks. Some of the processes include regular reactor operations, refueling, engineering, maintenance, safe shutdown, chemical control, etc. The operations may be continuous, such as routine operator activities to manage power, or periodic, such as regular testing, maintenance, and upgrades.

Referring to the Regulation subnetwork, the alternative of including all the existing nuclear technologies ranks first, while optimizing and standardizing the resources to deploy takes the second, followed up by proposing flexible energy policies and reutilizing the existing resources. The high values are between 0.2-0.3 normalized alternatives.

Create plans that are both ambitious and doable for electricity, heat, industry, transportation, and climate change[18]. Put in the time and money necessary to strengthen market incentives and designs in order to promote efficient operations, healthy competition, and the full variety of available alternatives. All these elements are part of flexible energy policies open to innovative ideas providing flexibility to the nuclear energy systems.

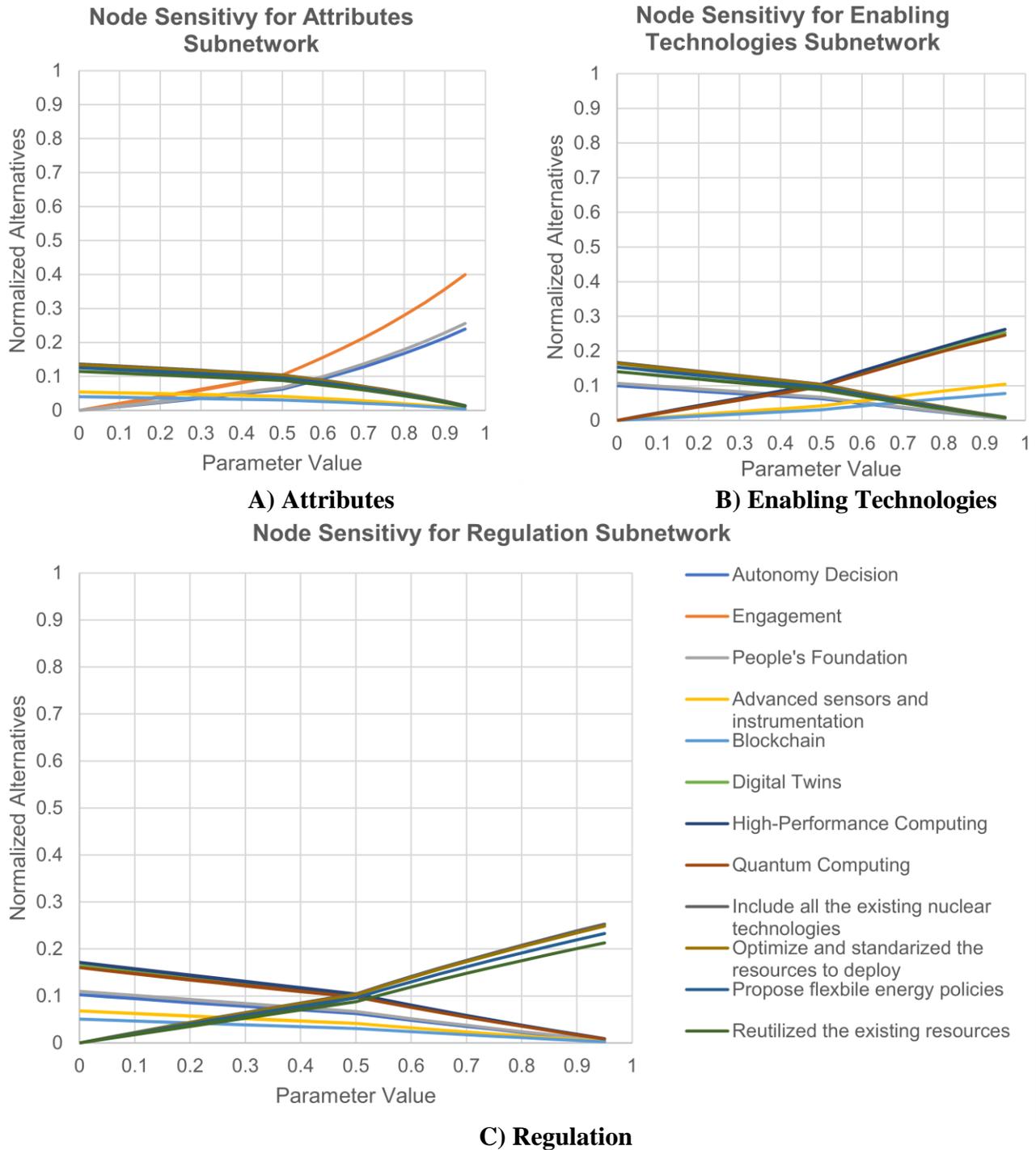


Figure 7. Subnetworks with Node Sensitivity

6. CONCLUSIONS

The proposed study has significant importance in the context where digital technology has a prime role, because the flexibility that remote access to information gives to the people significantly

impacts how problems can get solved. Adding value to the platforms that can contribute to expanding the implementation of nuclear energy technology should be welcome to the construction of new horizons. This is the main principle of the 4.0 industry, putting into perspective different disciplines globally.

The nuclear industry uses various strategies to advance technology and achieve global energy security. By examining the advantages at the industrial level for the growth of human power, applying creative elements to regulation through sustainable enablers technologies will expand the capabilities of these technologies.

The Analytical Network Process (ANP) has been implemented in SuperDecisions Software. The ability of the ANP is to record all interactions to evaluate the presence of different aspects in the digital transformation process. The model evaluates three subnetworks (1) Regulation, (2) Attributes, and (3) Enabling Technologies having the three of them control criteria to assess several alternatives and select the most appropriate to consider them as part of the digital infrastructure elements in a nuclear program.

The next generation of nuclear specialists will be involved in implementing cutting-edge equipment if they are directed toward fields like digital twins, high-performance computing, or quantum computing where they can gain more expertise. The ability of robust nuclear power infrastructure, capable of experiencing various transformations to ensure energy security with nuclear technologies diversification, will be ensured by the security of the upcoming nuclear power programs in other member nations.

Further studies should be conducted among policymakers and international organizations to establish a framework bringing additional elements capable of supporting the establishment of a digital infrastructure for human capacity building among the different regions of the world.

ACKNOWLEDGEMENTS

This work is supported by the International Atomic Energy Agency (IAEA) Technical Cooperation (TC) Project INT2018: Supporting Knowledgeable Decision-Making and Building Capacities to Start and Implement Nuclear Power Programmes.

REFERENCES

- [1] “How to meet the IT challenges of a hybrid world | Data Centre Magazine.” https://datacentremagazine.com/it/how-meet-it-challenges-hybrid-world?utm_source=Newsletter+Data+Centre+Magazine&utm_campaign=696b9ebd0e-EMAIL_CAMPAIGN_2021_04_12_08_59_COPY_01&utm_medium=email&utm_term=0_20dcb955cf-696b9ebd0e-410852294&mc_cid=696b9ebd0e&mc_eid=c8fe9a206b (accessed Jan. 28, 2022).
- [2] A. Al-Habaibeh, M. Watkins, K. Waried, and M. B. Javareshk, “Challenges and opportunities of remotely working from home during Covid-19 pandemic,” *Glob Transit*, vol. 3, pp. 99–108, Jan. 2021, doi: 10.1016/J.GLT.2021.11.001.
- [3] D. of D. USA, “Digital Engineering Strategy,” Washington, 2018.

- [4] “In focus: The digital transformation of our energy system | European Commission.” https://ec.europa.eu/info/news/focus-digital-transformation-our-energy-system-2021-dec-16_en?utm_campaign=58d3ef5d73a6a3452f019da1&utm_content=61c03c8634dbb60001d31875&utm_medium=smarpshare&utm_source=linkedin (accessed Dec. 26, 2021).
- [5] “A European Green Deal | European Commission.” https://ec.europa.eu/info/strategy/priorities-2019-2024/european-green-deal_en (accessed Feb. 05, 2022).
- [6] T. L. Saaty, “Making and validating complex decisions with the AHP/ANP,” *J Syst Sci Syst Eng*, vol. 14, no. 1, pp. 1–36, 2005, doi: 10.1007/s11518-006-0179-6.
- [7] R. Whitaker, “Validation examples of the Analytic Hierarchy Process and Analytic Network Process,” *Math Comput Model*, vol. 46, no. 7–8, pp. 840–859, Oct. 2007, doi: 10.1016/J.MCM.2007.03.018.
- [8] T. L. Saaty, “Fundamentals of the analytic network process — Dependence and feedback in decision-making with a single network,” *J Syst Sci Syst Eng*, vol. 13, no. 2, pp. 129–157, 2004, doi: 10.1007/s11518-006-0158-y.
- [9] “Super Decisions | Sample Models.” <https://www.superdecisions.com/models/index.php?section=type03> (accessed Aug. 25, 2022).
- [10] R. W. Saaty, *Decision Making in Complex Environments, The Analytic Network Process (ANP) for Dependence and Feedback Including a Tutorial for The SuperDecisions Software and Portions of The Encyclicon of Applications*, vol. 1. 2016. [Online]. Available: https://www.superdecisions.com/sd_resources/v28_man02.pdf
- [11] G. Ozcan-Deniz, “An Integrated Multi-Agent Framework for Optimizing Time, Cost and Environmental Impact of Construction Processes,” *FIU Electronic Theses and Dissertations*, Jul. 2011, doi: 10.25148/etd.FI11080806.
- [12] L. Report and U. S. N. R. Commission, “DIGITAL-TWIN-ENABLING TECHNOLOGIES,” 2021.
- [13] “International Standardization of Nuclear Reactor Designs - World Nuclear Association.” <https://world-nuclear.org/our-association/publications/online-reports/cordel-standardization-of-reactor-designs.aspx> (accessed Aug. 27, 2022).
- [14] L. Report, O. Ridge, U. S. N. R. Commission, and U. S. N. R. Commission, “The state of technology of application of digital twins,” no. June, 2021.
- [15] A. Shams *et al.*, “High-Performance Computing for Nuclear Reactor Design and Safety Applications,” *Nucl Technol*, vol. 206, no. 2, pp. 283–295, Feb. 2020, doi: 10.1080/00295450.2019.1642683.
- [16] J. K. Moises Torres, *Supercomputing- 10th International Conference on Supercomputing in Mexico, ISUM 2019, Monterrey, Mexico, March 25–29, 2019*. Springer, 2019. doi: 10.1007/978-3-030-38043-4.
- [17] I. Simonovski, I. Simonovski, S. Clements, B. Žefran, and S. Cimerman, “The role of high performance computing,” *Nuclear Engineering International*, Nov. 01, 2015. <https://www.neimagazine.com/features/featurethe-role-of-high-performance-computing-in-nuclear-4741402/> (accessed Jan. 20, 2021).
- [18] S. Bragg-Sitton *et al.*, “Flexible nuclear energy for clean energy systems,” *National Renewable Energy Laboratory (NREL) Publication*, no. September, 2020, Accessed: Sep. 02, 2022. [Online]. Available: <https://www.osti.gov/biblio/1665841>

Planeación de la Implementación de una Planta Nucleoeléctrica de Tipo SMR en Baja California Sur

Omar Pérez Parrazal

*Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional Autónoma de México
Escolar 04360, C.U., Coyoacán, 04510, Ciudad de México, CDMX
parrazalomar@gmail.com*

Pamela Fran Nelson Edelstein, Cecilia Martín del Campo Márquez

*Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional Autónoma de México
Escolar 04360, C.U., Coyoacán, 04510, Ciudad de México, CDMX
pnelson_007@yahoo.com; cecilia.martin.del.campo@gmail.com*

Resumen

En este trabajo se realiza una investigación del estado de Baja California Sur en su situación energética y medio-ambiental debido a la producción eléctrica para identificar si se necesita un plan de ampliación de su red eléctrica. Posteriormente se define la energía nuclear, las plantas nucleoeléctricas de tecnología SMR (Small Modular Reactor) y los parámetros para poder seleccionar e implementar una de estas plantas. Establecidos los parámetros, se seleccionaron 4 NES (Sistemas de Energía Nuclear) los cuales fueron evaluados y comparados con la “Metodología KIND”, proporcionada por el Organismo Internacional de la Energía Atómica, que es una herramienta de evaluación multi-atributo a través de indicadores de carácter económico, ambiental, social, etc. Con los resultados obtenidos se propondrá un plan de implementación de una planta nucleoeléctrica en el estado de Baja California Sur.

1. INTRODUCCIÓN

Debido a la situación mundial del COVID-19 y a la actual gestión del gobierno, México ha priorizado el uso de la generación de energía eléctrica con combustibles a base de carbono para satisfacer la demanda energética del país. Diferente a otros años, se han estado dejando de lado a las tecnologías de generación alternativa, reduciéndolas a un rol menor. En consecuencia, acuerdos como “El acuerdo de París” del año 2015 de reducir los gases de efecto invernadero al 22% y el carbono negro al 51%, y aumentar la generación de energía limpia al 35% para el 2024 y al 43% para el 2030 no serán posibles de lograr. Esta problemática de alcanzar las metas de “El acuerdo de París” no es exclusiva de México, debido a que internacionalmente se han ido apagando plantas nucleoeléctricas volviendo a los combustibles fósiles como en Japón o Alemania, o países como Estados Unidos o China donde las metas jamás serán alcanzadas por su actual dependencia de los combustibles fósiles [1].

En México, el estado de Baja California Sur presenta un sistema eléctrico ineficiente. Esto se debe a la incertidumbre en el suministro eléctrico, la contaminación del aire, a las tarifas altas y a un incremento en la demanda de energía eléctrica debido al crecimiento poblacional. Además, la red eléctrica de Baja California Sur está separada de la red del Sistema Eléctrico Nacional (SEN) [2, 3, 4].

Una nueva tecnología de generación alternativa que podría ayudar a la transición de energía limpia, así como reducir los gases de efecto invernadero y el carbono negro al mismo tiempo que satisface la creciente demanda de energía en el país, y en este estado en particular, es la energía nuclear a través de los reactores de tipo SMR.

México tiene experiencia con la energía nuclear, ya que al 31 de diciembre del 2020, la capacidad instalada representa 1.9% del total y la producción de energía eléctrica mexicana proveniente por combustible nuclear durante el año 2021 fue 11,605.56 MWh lo que representó 3.5% de generación total nacional, conformada por la “Central Nucleoeléctrica Laguna Verde” que cuenta con dos reactores con una capacidad instalada de 1,806MW [5].

2. CASO DE ESTUDIO “BAJA CALIFORNIA SUR”

El estado de Baja California Sur se ubica en el noreste del territorio mexicano con un clima caluroso generalmente seco. Su población registrada por el INEGI en el 2020 fue de 789,447 habitantes repartidos entre 405,879 hombres (50.8%) y 392,568 mujeres (49.2%). Según estos datos, la población casi ha duplicado sus cifras desde el año 2000. El PIB estatal en 2019 fue de 215,297 millones de pesos lo que representó una caída del -6.8% respecto al año anterior y en 2020 dados los estragos causados por el SARS-COVID-19 se generó un decremento del -23.6% en el periodo de enero-septiembre en la que la media nacional fue de -9.4%. Sus principales actividades económicas se basan en la industria de la construcción, comercio y hotelería, que en general representan el 65.3% de los ingresos del estado [4, 6].

2.1. Estado Energético de Baja California Sur

Baja California Sur está compuesta por dos redes independientes completamente aisladas del Sistema Eléctrico Nacional, estas redes son las de Baja California Sur la que alimenta a casi todo el estado y la de Mulegé. Al 30 de abril del 2021 se contó con una capacidad instalada de 1,070MW, que corresponde al 1.2% con respecto a la capacidad instalada del país, mientras que al 31 de marzo de 2020 se obtuvo una generación eléctrica de 554MWh, mientras que la generación neta del país fue de 312.348MWh al 31 de diciembre del 2020 [3, 4, 7]. Las últimas fallas eléctricas registradas ocurrieron en 2019. De acuerdo con la Comisión Federal de Electricidad (CFE), la energía no suministrada durante los periodos de falla eléctrica fue de 1,367.89MWh, de los cuales el 59% de los usuarios afectados fueron los del municipio de la paz. El número de apagones fue de 63, los cuales 30 se produjeron por esquemas de baja frecuencia y 33 por disparo manual [2, 3].

2.2. Estado del Aire y del Agua de Baja California Sur

Las emisiones de contaminantes en Baja California Sur han mostrado un aumento significativo en un corto periodo de tiempo, contrario con las tendencias nacionales e internacionales en las

emisiones de fuente fijas, Las centrales más contaminantes son la central CCI y Punta Prieta en el municipio de La Paz, que generan el 45% de la electricidad del estado. En el abastecimiento de agua depende principalmente del agua subterránea y de una presa de los seis disponibles en el estado, además hay una planta desalinizadora en Los Cabos y otra prevista en La Paz para el presente año (2022), ambas con una capacidad instalada de 250 lt/seg [4, 6].

3. SMALL MODULAR REACTORS

La energía nuclear es una fuente de energía que se produce típicamente por fisión (cuando se dividen los átomos) liberando energía en forma de calor y radiación. El calor se puede transformar en electricidad en una planta de energía nuclear. Este tipo de tecnologías carga el estigma de peligrosa y contaminante por antecedentes como la catástrofe de Chernóbil o la de Fukushima.

Las centrales nucleares del tipo SMR (Small Modular Reactor) son las que tienen módulos con la capacidad de potencia que llega hasta los 300MWe. Actualmente estos módulos presentan mayores oportunidades de aplicación debido a que son prefabricados, son pequeños comparados contra un módulo regular y pueden ser destinados para diferentes procesos aparte de la producción de energía eléctrica como la desalinización del agua, la producción de hidrógeno y otros procesos químicos.

En este estudio se seleccionaron cuatro centrales nucleares de tipo SMR con base en las siguientes consideraciones:

- Deben ser de diferentes tecnologías y empresas.
- Deben alinearse preferentemente con la normativa nuclear del país de origen de la central nuclear de la que es propietario, que en este caso se alinea con la normativa nuclear estadounidense debido a que México tiene dos “BWR-5” de General Electric (GE) en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.
- La industria nuclear en México no busca desarrollar tecnología, por esto se preferiría no utilizar tecnologías First-Of-A-Kind (FOAK).
- La ley mexicana requiere que se le informe a la población para obtener la aceptación de su implementación.

3.1. NuScale – VOYGR-12

El “VOYGR” es un módulo de tipo PWR diseñado por la compañía Estadounidense NuScale. Esta planta aunque es de 12 módulos, tiene diferentes escalabilidades según los requerimientos del usuario final, existiendo también la posibilidad de implementar 4 o 6 módulos. Cada módulo tiene una potencia eléctrica de 77MWe y una potencia térmica de 250 MWt. Las características que propone y proporciona el fabricante se muestran en la Tabla I.

Tabla I. Características del “VOYGR-12” [8, 9, 10, 11, 12].

Característica	Unidad
Costo Nivelado de Energía (LCOE)	40-65[\$/MWh]
Potencia Eléctrica	924[MWe]
Potencia Térmica	2400[MWt]
Tiempo de vida operacional	60[Años]

Ciclo de reabastecimiento de combustible	2[Años]
Desalinización del agua	77[Mgal/d]
Procesado químico	2053[Kg/h]
Impacto de Descarbonización	15[g/kWh]
Uso de suelo	0.36[km2]
Empleados durante la construcción	1,600[Empleados]
Empleados durante la operación	270[Empleados]
Madurez tecnológica	Licencia de operación y planes de implementación
Tiempo de construcción	3[Años]

Actualmente NuScale ha recibido su certificación de diseño y está presente en el “Proyecto de energía libre de carbono” (CFPP) el cual plantea la construcción de su primera planta nuclear consistente de 6 módulos VOYGR en Idaho Falls, Estados Unidos, a espera que su primer módulo entre en operación a mediados del 2029 y los restantes a partir del 2030. Así mismo, NuScale y la empresa energética rumana Societatea Nationala Nuclearelectrica SA firmaron un acuerdo de colaboración en Noviembre del 2021 durante la COP26 para evaluar el despliegue de una central eléctrica de 6 módulos VOYGR en Rumania.

3.2. Terrestrial Energy – Integral MSR

El “Integral MSR” es una planta nuclear de tipo SMR diseñada por la compañía Canadiense Terrestrial Energy. Esta planta cuenta con tecnología de la 4° generación dentro de los reactores de sales fundidas, la cual es térmicamente más estable y superior a aquellos reactores que utilizan agua como refrigerante. Esta planta cuenta con un único reactor que tiene una potencia eléctrica de 195MWe y una potencia térmica de 440MWt. Las características que propone y proporciona el fabricante se muestran en la Tabla II.

Tabla II. Características del “Integral MSR” [13, 14, 15].

Característica	Unidad
Costo Nivelado de Energía (LCOE)	50[\$/MWh]
Potencia Eléctrica	195[MWe]
Potencia Térmica	440[MWt]
Tiempo de vida operacional	50[Años]
Ciclo de reabastecimiento de combustible	7[Años]
Desalinización del agua	-
Procesado químico	-
Impacto de Descarbonización	10[g/kWh]
Uso de suelo	0.07[km2]
Empleados para construcción	2,100[Empleados]
Empleados para operación	580[Empleados]
Madurez tecnológica	Revisiones técnicas para licencias de operación
Tiempo de construcción	4[Años]

Actualmente el Integral MSR ha completado la primera revisión técnica el día 7 de Junio del 2022 a cargo de la Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (CNSC) y la Comisión Reguladora Nuclear (NRC) de Estados Unidos.

3.3. X-Energy – Xe-100

El “Xe-100” es una planta nuclear de tipo HTGR con tecnología de la 4° generación en etapas de desarrollo y diseño por la compañía Canadiense-Estadounidense X-Energy. El Xe-100 es escalable hasta un conjunto de cuatro módulos o incluso más según las necesidades, cada uno cuenta con una potencia eléctrica de 80MWe y una potencia térmica de 200MWt. Las características que propone y proporciona el fabricante se muestran en la Tabla III.

Tabla III. Características del “Xe-100” [16, 17].

Característica	Unidad
Costo Nivelado de Energía (LCOE)	60[\$/MWh]
Potencia Eléctrica	320[MWe]
Potencia Térmica	800[MWt]
Tiempo de vida operacional	50[Años]
Ciclo de reabastecimiento de combustible	3[Años]
Desalinización del agua	-
Procesado químico	-
Impacto de Descarbonización	-
Uso de suelo	0.33[km2]
Empleados para construcción	-
Empleados para operación	-
Madurez tecnológica	Diseño
Tiempo de construcción	5[Años]

3.4. GE Hitachi – BWRX-300

El “BWRX-300” es una planta nuclear de tipo “BWR” con tecnología de 10° generación de BWRs diseñada por la compañía Estadounidense General Electric Hitachi. El BWRX-300 es una planta con un único reactor que tiene una potencia eléctrica de 300MWe y una potencia térmica de 870MWt. Las características que propone y proporciona el fabricante se muestran en la Tabla IV.

Tabla IV. Características del “BWRX-300” [18, 19, 20, 21, 22, 23].

Característica	Unidad
Costo Nivelado de Energía (LCOE)	44-51[\$/MWh]
Potencia Eléctrica	300[MWe]
Potencia Térmica	870[MWt]
Tiempo de vida operacional	60[Años]
Ciclo de reabastecimiento de combustible	2[Años]
Desalinización del agua	-
Procesado químico	-
Impacto de Descarbonización	0[g/kWh]
Uso de suelo	0.0263[km2]
Empleados para construcción	1700 [Empleados]
Empleados para operación	197 [Empleados]
Madurez tecnológica	Pre-licencia / Proyecto de implementación
Tiempo de construcción	2-3[Años]

Actualmente GE Hitachi ha sido seleccionado por Ontario Power Generation como socio tecnológico para el nuevo proyecto nuclear en el que se planea implementar el BWRX-300 en el sitio de Darlington, Canadá. Se espera que el proyecto esté terminado en el año 2028. Además de Canadá, el interés por esta tecnología se ha visto en Polonia, Estonia y República Checa, realizando colaboraciones de investigación para determinar si este módulo puede ser beneficioso para sus implementaciones.

4. Metodología KIND

El Proyecto Internacional sobre Ciclos de Combustible y Reactores Nucleares Innovadores (INPRO, según sus iniciales) se estableció en el año 2000 para ayudar a garantizar que la energía nuclear esté disponible para construir y satisfacer las necesidades energéticas del siglo XXI de manera sostenible. Una de las herramientas desarrolladas en INPRO es la metodología KIND (Indicadores clave para sistemas innovadores de energía nuclear) para evaluación mediante la teoría del valor de múltiples atributos. Se puede usar para proporcionar una solución para la evaluación comparativa de escenarios de implementación de los SMRs, las NES basados en SMRs y NES/escenarios de SMRs en relación a otros sistemas de energía nuclear o no nuclear, tomando como referencia el estado, las perspectivas, los beneficios y los riesgos asociados con el desarrollo de tecnologías nucleares y despliegue de sistemas de energía nuclear [24, 25].

La evaluación para BCS se realizó para el siguiente conjunto limitado de indicadores clave definidos en áreas de la metodología INPRO para NES:

- Dimensión económica
 - Costo Nivelado de Energía (C-1): Corresponde a las estimaciones de ingresos necesarios para construir y operar una planta de generación eléctrica a partir de su ciclo de vida útil. Mide el coste total que la instalación tendrá a lo largo de su vida y lo divide por su producción de energía. Este contempla los gastos de inversión anual, los costes de operación y mantenimiento y los costes de combustible. La medida estándar para su evaluación es en [\$/MWh], siendo el costo evaluado en dólares US.
 - Tiempo de construcción (C-2): Representa el tiempo estimado de construcción de la instalación. Debido a que los costos son variables en el tiempo, el aproximado permite tener en cuenta el tiempo de inversión hasta la puesta en operación de la planta. Este tiempo se expresa en [Años].
- Dimensión de desempeño operativo
 - Potencia eléctrica (DT-1): Refiere a la cantidad de energía eléctrica producida expresada en [MWe].
 - Eficiencia (DT-2): Refiere a la cantidad de energía producida dada la cantidad de potencia térmica generada y se expresa en [MWe/MWt].
 - Tiempo de vida (DT-3): Refiere a la cantidad de tiempo de vida útil, que para este caso se expresa en [Años].
 - Ciclo de reabastecimiento de combustible (DT-4): Refiere a los ciclos de tiempo de vida útil del combustible, expresado en [Años].
- Dimensión ambiental
 - Impacto de descarbonización (A-1): Aunque el nombre representa una reducción en la descarbonización, expresa realmente la cantidad de emisiones de carbono en unidades [g/kWh].

- Uso de suelo (A-2): Es la extensión territorial necesaria para la construcción y alrededores de la planta eléctrica según la energía producida expresada en [m²/ MWe].
- Dimensión social
 - Empleos durante la construcción (S-1): Cantidad de supuestos empleos generados por los fabricantes durante la etapa de construcción.
 - Empleos en la operación (S-2): Cantidad de supuestos empleos generados en la operación de la planta.
- Dimensión de madurez tecnológica
 - Estado tecnológico (MT-1): Este estado depende del estado de la planta a nivel global. Esto refiere a si se encuentra en etapas de diseño conceptual/teórico, si ya ha concluido con el diseño y se encuentra en revisiones técnicas para obtener licencias y permisos de uso, si se encuentra en proceso de contratos de implementación, si está en construcción o inclusive si se encuentra en operación.
 - Flexibilidad (MT-2): Este apartado refiere a la cantidad de aplicaciones o alternativas que proporcionan los sistemas, la facilidad de conectarlo a la red y la habilidad de llevar a cabo recargas sin apagar la planta.

Estos indicadores dan como resultado el árbol de objetivos representado en la Figura 1.

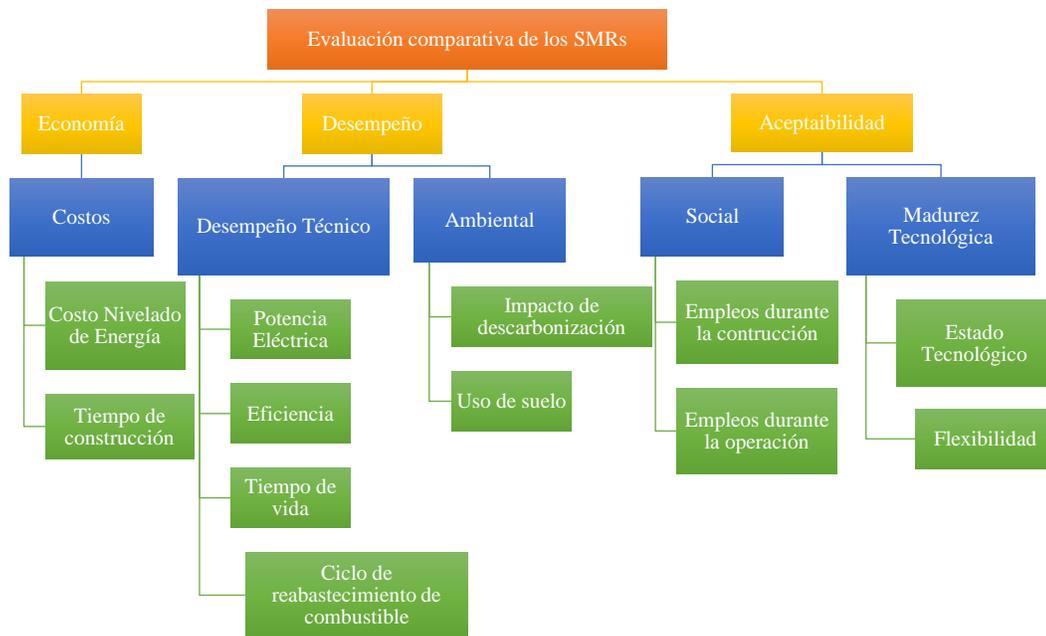


Figura 1. Árbol de Objetivos

4.1. Factores de Ponderación

Dado que el árbol de objetivos de la metodología KIND propuesto es de tres niveles, el procedimiento para realizar la ponderación jerárquica parte del nivel de mayor importancia hasta el de menor para así obtener los pesos finales de los indicadores.

La restricción para los pesos de los objetivos de alto nivel es:

$$\sum_{i=1}^{N_h} w_h^i = 1 \tag{1}$$

Donde N_h es el número de objetivos de alto nivel y w_h^i es el peso para el objetivo de alto nivel “ i ”.

La restricción para los pesos de áreas de evaluación es:

$$\sum_{j=1}^{N^i} w_a^{i,j} = 1 \tag{2}$$

Donde N^i es el número de áreas contenidas en el objetivo de alto nivel “ i ” y $w_a^{i,j}$ es el peso para el área de evaluación “ j ” del objetivo de alto nivel “ i ”.

La restricción para los pesos los indicadores es:

$$\sum_{k=1}^{N^{i,j}} w_{ind}^{i,j,k} = 1 \tag{3}$$

Donde $N^{i,j}$ es el número de indicadores contenidos en el área de evaluación “ j ” del objetivo de alto nivel “ i ” y $w_{ind}^{i,j,k}$ es el peso del indicador “ k ” del área de evaluación “ j ” dentro de los objetivos de alto nivel “ i ”. Los factores de ponderación finales se determinan como la multiplicación de los anteriores pesos mostrados de la siguiente forma:

$$W^k = w_h^i * w_a^{i,j} * w_{ind}^{i,j,k} \tag{4}$$

Tomando como base el árbol de objetivos, se diseñó la Tabla V de factores de ponderación otorgando mayor peso al desempeño de las plantas y dejando los pesos equitativos para los indicadores de economía y aceptabilidad.

Tabla V. Factores de Ponderación

Objetivos de Alto Nivel	Pesos de los Objetivos de Alto Nivel	Áreas	Pesos de las Áreas	Indicadores	Abreviatura	Pesos de los indicadores	Pesos finales
Economía	0.3	Costos	1	Costo Nivelado de Energía	C-1 [\$/MWh]	0.7	0.210
Economía	0.3	Costos	1	Tiempo de construcción	C-2 [Años]	0.3	0.090
Desempeño	0.4	Desempeño Técnico	0.7	Potencia Eléctrica	DT-1 [MWe]	0.25	0.070
Desempeño	0.4	Desempeño Técnico	0.7	Eficiencia	DT-2 [MWe/MWt]	0.25	0.070
Desempeño	0.4	Desempeño Técnico	0.7	Tiempo de vida	DT-3 [Años]	0.25	0.070
Desempeño	0.4	Desempeño Técnico	0.7	Ciclo de reabastecimiento de combustible	DT-4 [Meses]	0.25	0.070
Desempeño	0.4	Ambiental	0.3	Impacto de descarbonización	A-1 [g/kWh]	0.5	0.060
Desempeño	0.4	Ambiental	0.3	Uso de suelo	A-2 [M2/MWe]	0.5	0.060
Aceptabilidad	0.3	Social	0.3	Empleos durante la construcción	S-1 [Empleos]	0.5	0.045

Aceptabilidad	0.3	Social	0.3	Empleos en la operación	S-2 [Empleos]	0.5	0.045
Aceptabilidad	0.3	Madurez Tecnológica	0.7	Estatus tecnológico	MT-1	0.6	0.126
Aceptabilidad	0.3	Madurez Tecnológica	0.7	Flexibilidad	MT-2	0.4	0.084

4.2. Tabla de Desempeño

La tabla de desempeño, Tabla VI, es aquella en donde se les dota de una calificación a los sistemas de estudio partiendo de los indicadores obtenidos en el árbol de objetivos. Los parámetros de puntuación dependerán de la unidad del indicador y los valores que los sistemas que se esté evaluando y en el caso de los que no poseen una unidad de medida se aplica la “Escala de Likert” la cual si bien se utiliza como instrumento para medir opiniones y actitudes, pero que servirá para establecer una escala multi-elemento para respuestas cerradas con una puntuación mínima de 1 y máxima de 5.

Las consideraciones especiales y justificaciones para los indicadores donde se aplica la escala Likert son:

- MT-1: Debido a que este indicador depende del nivel de avance entre el diseño y su operación las calificaciones corresponden a:
 1. Diseño conceptual básico.
 2. Avanzada etapa de diseño.
 3. Conclusión de la etapa de diseño y en procesos de diseños de prueba.
 4. Proceso de revisiones técnicas para certificaciones de uso comercial.
 5. Cuenta con certificaciones de uso comercial, está en construcción o incluso ya está en operación.
- MT-2: Este indicador refiere a las posibles aplicaciones de las plantas y sus módulos SMR. Como ejemplo podemos decir que todos tienen la posibilidad de aplicarse a la desalinización del agua o ciertos procesos químicos, pero considerando la cantidad de módulos a agrupar NuScale puede colocar plantas de 4, 6 o 12 módulos, mientras que las X-Energy propone una ampliación de 4 m, también se puede considerar que los ciclos de recarga de combustible se pueden alternar evitando apagar la planta entera y reducir la potencia en grandes cantidades, entre otras cosas.

Tabla VI. Tabla de Desempeño

Objetivos de Alto Nivel	Áreas	Indicadores	Abreviatura	Valor Min	Valor Max	NuScale "VOYGR-12"	Terrestrial Energy "Indusol"	X-Energy "Xe-100"	GE Hitachi "BWRX-300"
Economía	Costos	Costo Nivelado de Energía	C-1 [\$ /MWh]	47.5	60	52.5	50	60	47.5
Economía	Costos	Tiempo de construcción	C-2 [Años]	3	5	3	4	5	3
Desempeño	Desempeño Técnico	Potencia Eléctrica	DT-1 [MWe]	195	924	924	195	320	300

Desempeño	Desempeño Técnico	Eficiencia	DT-2 [MWe/MWt]	0.3448	0.4432	0.385	0.4432	0.4	0.3448
Desempeño	Desempeño Técnico	Tiempo de vida	DT-3 [Años]	50	60	60	50	50	60
Desempeño	Desempeño Técnico	Ciclo de reabastecimiento de combustible	DT-4 [Meses]	24	84	24	84	36	24
Desempeño	Ambiental	Impacto de descarbonización	A-1 [g/kWh]	0	15	15	10	-	0
Desempeño	Ambiental	Uso de suelo	A-2 [M2/MWe]	86.66	1031.25	389.61	358.97	1031.25	86.66
Aceptabilidad	Social	Empleos durante la construcción	S-1 [Empleos]	1600	2100	1600	2100	-	1700
Aceptabilidad	Social	Empleos en la operación	S-2 [Empleos]	200	580	270	580	-	200
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Estatus tecnológico	MT-1	1	5	5	2	1	5
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Flexibilidad	MT-2	1	5	5	4	5	2

4.3. Tabla de Funciones de Valor de Atributo Único

Las tablas de valores de atributo único son aquellas donde a los datos obtenidos en la tabla de desempeño se les otorgan un valor equivalente al peso del indicador. Estas tablas se desarrollan con la ayuda de las ecuaciones establecidas en la Tabla VII.

Tabla VII. Funciones de Valor de Atributo Único

Tipo	Funciones de Valor Creciente	Funciones de Valor Decreciente
Lineal	$V(x) = \frac{x-x^{min}}{x^{max}-x^{min}} \quad (5)$	$V(x) = \frac{x^{max}-x}{x^{max}-x^{min}} \quad (6)$
Exponencial	$V(x) = \frac{1-e^{\left(\frac{a \cdot (x-x^{min})}{x^{max}-x^{min}}\right)}}{1-e^a} \quad (7)$	$V(x) = \frac{1-e^{\left(\frac{a \cdot (x^{max}-x)}{x^{max}-x^{min}}\right)}}{1-e^a} \quad (8)$

Donde x^{max} es la mayor puntuación posible, x^{min} es la menor puntuación posible, “x” es la puntuación obtenida y “a” es la potencia exponencial denominada “nivel de propensión al riesgo”.

La aplicación de valor creciente o decreciente depende de la preferencia de un valor mayor o menor. Para la tabla de funciones de valor de atributo único se utilizan normalmente las ecuaciones de tipo lineal, dando como resultado las siguientes puntuaciones en la Tabla VIII.

Tabla VIII. Tabla de Funciones de Valor de Atributo Único

Objetivos de Alto Nivel	Áreas	Indicadores	Abreviatura	Meta	NuScale "VOYGR-12"	Terrestrial Energy "Integral MSR"	X-Energy "Xe-100"	GE Hitachi "BWRX-300"
Economía	Costos	Costo Nivelado de Energía	C-1 [\$/MWh]	min	0.600	0.800	0.000	1.000
Economía	Costos	Tiempo de construcción	C-2 [Años]	min	1.000	0.500	0.000	1.000

Desempeño	Desempeño Técnico	Potencia Eléctrica	DT-1 [MWe]	max	1.000	0.000	0.171	0.144
Desempeño	Desempeño Técnico	Eficiencia	DT-2 [MWe/MWt]	max	0.409	1.000	0.561	0.000
Desempeño	Desempeño Técnico	Tiempo de vida	DT-3 [Años]	max	1.000	0.000	0.000	1.000
Desempeño	Desempeño Técnico	Ciclo de reabastecimiento de combustible	DT-4 [Meses]	max	0.000	1.000	0.200	0.000
Desempeño	Ambiental	Impacto de descarbonización	A-1 [g/kWh]	min	0.000	0.333	-	1.000
Desempeño	Ambiental	Uso de suelo	A-2 [M2/MWe]	min	0.679	0.712	0.000	1.000
Aceptabilidad	Social	Empleos durante la construcción	S-1 [Empleados]	max	0.000	1.000	-	0.200
Aceptabilidad	Social	Empleos en la operación	S-2 [Empleados]	max	0.184	1.000	-	0.000
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Estatus tecnológico	MT-1	max	1.000	0.250	0.000	1.000
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Flexibilidad	MT-2	max	1.000	0.750	1.000	0.250

4.4. Clasificación de Resultados

La clasificación de resultados es la lista principal para interpretar los resultados del cálculo y formular recomendaciones en base a estos. En caso de no obtener resultados satisfactorios el autor puede volver atrás en los pasos. Los resultados de la clasificación se muestran de forma gráfica sobre información de las puntuaciones de los objetivos de alto nivel de las funciones de valor multi-atributos y sus componentes desplegados en como la suma total de las puntuaciones obtenidas por los sistemas de estudio en sus indicadores. Estos gráficos ilustran claramente el alto nivel y el área de rendimiento asociado con cada NES. Cabe mencionar que para obtener los resultados se utiliza el “modelo aditivo de función de valor multi-atributo” presentado anteriormente.

Para el análisis previamente realizado los resultados obtenidos son presentados en la Tabla IX.

Tabla IX. Clasificación de Resultados

Niveles	NuScale "VOYGR-12"	Terrestrial Energy "Integral MSR"	X-Energy "Xe-100"	GE Hitachi "BWRX-300"
Valor Multi-Atributo	0.644	0.600	0.149	0.656
Objetivos de Alto Nivel				
Economía	0.216	0.213	0.000	0.300
Desempeño	0.209	0.203	0.065	0.200
Aceptabilidad	0.218	0.185	0.084	0.156
Áreas				
Costos	0.216	0.213	0.000	0.300
Desempeño Técnico	0.169	0.140	0.065	0.080
Ambiental	0.041	0.063	0.000	0.120
Social	0.008	0.090	0.000	0.009
Madurez Tecnológica	0.210	0.095	0.084	0.147

De la Tabla IX, podemos expresar los resultados de forma gráfica (ver Figuras 2 y 3) en sus diferentes niveles de profundidad.

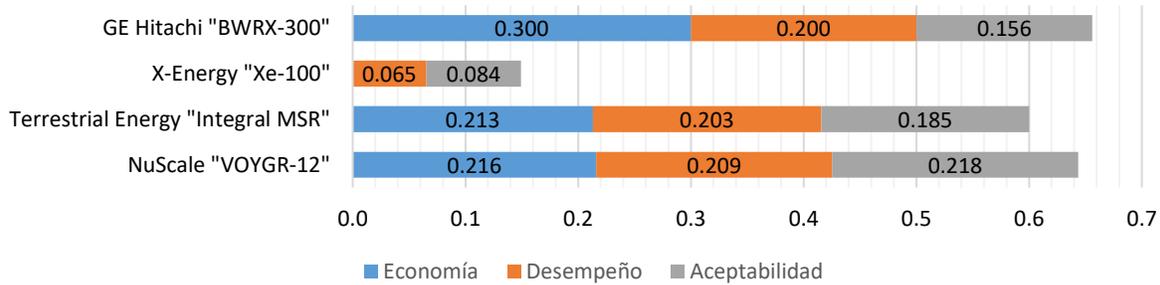


Figura 2. Gráfico de los Objetivos de Alto Nivel

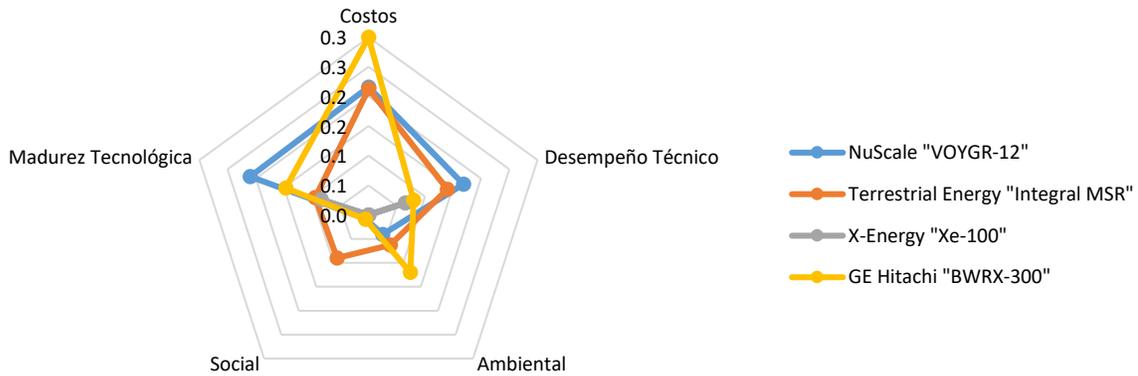


Figura 3. Gráfico de los Puntajes de Área

4.5. Análisis de Sensibilidad

El análisis de sensibilidad se realiza en los factores de ponderación y en las funciones de valor de atributo único. Estos análisis se realizan para mostrar que tan certeros son los resultados en relación a la variación de los pesos, en el caso de los factores de ponderación, y la variación línea respecto a un análisis exponencial en las funciones de valor de atributo único.

En el análisis de sensibilidad para los factores de ponderación se modificaron los pesos de los objetivos de alto nivel: Economía dejando el mismo peso de “0.3”, Desempeño aumentando su peso de “0.4” a “0.5” y Aceptabilidad reduciendo su peso de “0.3” a “0.2”, y se realizó una comparación entre el caso base y el caso modificado. En el caso del análisis a la sensibilidad a las funciones de valores de atributo único, se realizó una comparativa entre los resultados de la Tabla VI de desempeño de forma lineal contra los resultados que se obtienen al realizar la puntuación de esta misma tabla de forma exponencial (con las Ecuaciones 7 y 8) considerando una potencia exponencial con valor de “1”. Los resultados se presentan en la Tabla X.

Tabla X. Resultados del Análisis de Sensibilidad

		NuScale "VOYGR- 12"	Terrestrial Energy "Integral MSR"	X-Energy "Xe-100"	GE Hitachi "BWRX- 300"
Factores de ponderación	Caso base	0.644	0.600	0.149	0.656
	Caso modificado	0.623	0.589	0.138	0.654
	% de error	3.173	1.803	7.826	0.302
Sensibilidad de las Funciones de Valor de Atributo Único	Caso base	0.644	0.600	0.149	0.656
	Caso modificado	0.600	0.539	0.131	0.642
	% de error	6.736	10.158	12.046	2.147

5. CONCLUSIONES

De los resultados previos, se interpreta que de los cuatro sistemas analizados, los tres que presentan resultados adecuados para su selección son el “VOYGR-12” de NuScale, el “Integral MSR” de Terrestrial Energy y el “BWRX-300” de GE Hitachi, dejando fuera de escena al “Xe-100” de X-Energy. Cabe destacar que aunque el “Integral MSR” presenta un buen resultado, debido a que su madurez tecnológica sigue siendo baja solo se recomendará a tomar en consideración para futuros estudios.

Para el estado de Baja California Sur, el gobierno de México y la Comisión Federal de Electricidad, la mejor opción de planta nuclear a implementar es la “VOYGR” de NuScale por su flexibilidad para seleccionar entre 4, 6 o 12 módulos, lo cual puede ayudar a planificar el crecimiento de la capacidad instalada del estado para cumplir con la demanda energética actual y la proyectada, comenzar una transición a energías limpias con mayor impacto y reducir la producción de gases de efecto invernadero y de CO₂. Además de las mejoras técnicas que pueden ofrecer las plantas “VOYGR”, los módulos pueden apoyar la mejora del bienestar social con su capacidad de desalinización de agua o al apoyo de la industria local mediante la producción de hidrógeno, gas natural, amoníaco, entre otros.

Otra central nuclear a considerar es la “BWRX-300” de GE Hitachi que, aunque está limitada a 300 MWe, puede proveer una mejora importante para el estado debido a que también tiene un buen desempeño y considerando que la “Central Nuclear Laguna Verde” tiene dos GE “BWR-5”, el país está mayormente familiarizado con sus reglamentos, normas y su tecnología. El que el país esté familiarizado con esta compañía y las regulaciones de su país de origen puede permitir ahorros en capacitación y evitar tener que integrar nuevas regulaciones lo que agilizaría la implementación de la planta a su operación. Así mismo presenta el mejor costo y el desempeño ambiental al no emitir gases invernaderos o CO₂ y usando poco uso de suelo.

Definidas las posibles opciones de plantas nucleoelectricas, lo siguiente a mencionar es la posible locación de la planta en Baja California Sur. Dado que la mayoría de apagones causados por déficit energético se producen principalmente en el municipio de La Paz (o al menos son de los que se tienen registros en este trabajo), así como que en éste existe la mayor contaminación por gases de efecto invernadero y CO₂, esto debido a su concentración poblacional, parece ser el mejor municipio donde posicionar la planta. La elección de este lugar puede ayudar a cubrir la demanda

y déficit energético existente, reducir la contaminación del aire junto con las enfermedades respiratorias que genera y apoyar térmicamente a la planta desalinizadora que se espera esté funcionando a finales de año. Por estas razones, el que parece el mejor lugar para ubicar la central nuclear es en el municipio de La Paz.

AGRADECIMIENTOS

Agradecimientos al Proyecto PAPIIT No. IT102621 “Modelación de la Transición Energética para evaluar los Beneficios Económicos, Ambientales y Sociales de México al 2030” y al Proyecto INPRO-IAEA “Soporte de Análisis para el Mejoramiento de la Sostenibilidad de la Energía Nuclear”.

REFERENCIAS

1. “Reforma Eléctrica, Transición Energética y COP26”, <https://imco.org.mx/reforma-electrica-transicion-energetica-y-cop26/> (2021).
2. “Propuesta de energía para BCS”, CERCA, Baja California Sur, México (2021).
3. “Diagnóstico de Energía y Calidad del Aire en La Paz”, CERCA, Baja California Sur, México (2021).
4. “Plan Estatal de Desarrollo de Baja California Sur, 2021-2027”, GBCS, Baja California Sur, México (2021).
5. “PRODESEN 2021-2035”, SENER, Ciudad de México, México (2021).
6. “Baja California Sur, Información estratégica 2021”, SETUES y GBCS, Baja California Sur, México (2021).
7. “PAMRNT 2021-2035”, CENACE, Ciudad de México, México (2021).
8. “The Benefits of NuScale’s Tehcnology.”, <https://www.nuscalepower.com/benefits> (2021).
9. “NuScale’s SMR Tehcnology.”, <https://www.nuscalepower.com/technology> (2021).
10. “Small Modular Reactors?” <https://www.nuscalepower.com/environment> (2021).
11. “NuScale SMR Technology: An ideal solution for repurposing U.S. coal plant infrastructure and revitalizing communities.”, <https://www.nuscalepower.com/environment> (2021).
12. “The Carbon Free Power Project”, <https://www.nuscalepower.com/Projects/Carbon-Free-Power-Project> (2022).
13. “IMSR Technology.” <https://www.terrestrialenergy.com/technology/> (2021).
14. “Leading the way to bring a bright Energy future: Terrestrial Energy’s IMSR400 Economic Benefit Assessment.”, <https://www.terrestrialenergy.com/technology/> (2021).
15. “US and Canadian Regulators Complete Joint Technical Review Of IMSR.”, <https://www.terrestrialenergy.com/2022/06/07/us-and-canadian-regulators-complete-joint-technical-review-of-imsr/> (2022).
16. “X-Energy Reactor: Xe-100.”, <https://x-energy.com/technology> (2021).
17. “X-Energy’s Xe-100 Reactor Design Status.”, <https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&cad=rja&uact=8&ved=2ahUKEwiAj7S-uNb6AhXDMEQIHafNCWgQFnoECAwQAQ&url=https%3A%2F%2Fwww.nationalacademies.org%2Fevent%2F05-26-2021%2Fdocs%2FDCE0F339E2C8CFC45FAA4307321C76F94D303E3075EF&usg=AOvVaw2XpJu26f6-CBNYR3VM0cNb> (2021).

18. “BWRX-300.”, <https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300> (2022).
19. “ESBWR Nuclear Power Plant.”, <https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/esbwr> (2022).
20. “Small Modular Nuclear Reactors: The Future of Carbon-Free Energy”, https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&cad=rja&uact=8&ved=2ahUKEwjHtLy-udb6AhWQMkQIHcQHCG0QFnoECAkQAQ&url=https%3A%2F%2Fnuclear.gepower.com%2Fcontent%2Fdam%2Fgepower-nuclear%2Fglobal%2Fen_US%2Fdocuments%2Fproduct-fact-sheets%2FSMR%2520BWRX300%2520Infographic.pdf&usg=AOvVaw00Lvs7-ocDlvbr7eZglSe8 (2022).
21. “BWRX-300 Small Modular Reactor, Innovation drives Simplification.”, https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&cad=rja&uact=8&ved=2ahUKEwj60NHsadb6AhUOHUQIHZ4ICPwQFnoECBIQAQ&url=https%3A%2F%2Fnuclear.gepower.com%2Fcontent%2Fdam%2Fgepower-nuclear%2Fglobal%2Fen_US%2Fdocuments%2Fproduct-fact-sheets%2FBWRX-300%2520Innovation%2520Drives%2520Simplification.pdf&usg=AOvVaw1NczptR2bo_OhFyG47Svmw (2022).
22. “BWRX-300, One of the most economical SMR designs available.”, https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&ved=2ahUKEwjSwoaKutb6AhW7KkQIHce2BO4QFnoECAwQAQ&url=https%3A%2F%2Fnuclear.gepower.com%2Fcontent%2Fdam%2Fgepower-nuclear%2Fglobal%2Fen_US%2Fdocuments%2Fproduct-fact-sheets%2FGE%2520Hitachi_BWRX-300%2520Fact%2520Sheet.pdf&usg=AOvVaw3DpNd4RBcuAJ3tVVjULgpi (2022).
23. Weimar R. Mark, Zbib Ali, Todd Don, Buongiorno Jacopo, Shirvan Koroush, “Techno-economic Assessment for Generation III+ Small Modular Reactor Deployments in the Pacific Northwest.”, Pacific Northwest National Laboratory, U.S. Department of Energy, United States (2021).
24. “Application of Multi-criteria Decision Analysis Methods to Comparative Evaluation of Nuclear Energy System Options: Final Report of the INPRO Collaborative Project Kind”, IAEA, Vienna (2019) .
25. “User instructions for KIND-ET (KIND-Evaluation Tool)”, IAEA (2017).

Área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y del Posgrado en Energía y Medio Ambiente de la UAM

*Gilberto Espinosa-Paredes, Alejandro Vázquez-Rodríguez,
Érick-G. Espinosa-Martínez, Marco A. Polo-Labarrios*
Área de Ingeniería en Recursos Energéticos
Universidad Autónoma Metropolitana, Iztapalapa
gepe@xanum.uam.mx, vara@xanum.uam.mx,
egem@xanum.uam.com, mpolo@xanum.uam.mx

Alejandría D. Pérez-Valseca
Royal Institute of Technology - KTH
Roslagstullsbacken 21, Stockholm, Sweden.
alpere@kth.se

Resumen

El objetivo de este trabajo es presentar las adecuaciones más recientes realizadas al área de Energía Nuclear del programa de Ingeniería en Energía de la Universidad Autónoma Metropolitana. Estas adecuaciones atienden a las necesidades de contar con profesionales en Energía que sean capaces de desarrollar proyectos novedosos con visión hacia la sostenibilidad y considerando las tecnologías de vanguardia, como son los Reactores nucleares en construcción (Generación III+) y en desarrollo (Generación IV), reactores nucleares de Fusión y microreactores nucleares. Las adecuaciones consideran un lenguaje incluyente y acceso a nuevos métodos de aprendizaje. Dentro de los programas que ofrece la UAM y que atienden estas necesidades, se creó el Posgrado en Energía y Medio Ambiente, en el cual se desarrollan proyectos en el área de Energía Nuclear con un enfoque multidisciplinario, formando profesionistas con una visión de desarrollo tecnológico y bases de Sostenibilidad y Responsabilidad Social.

1. INTRODUCCIÓN

En la actualidad, debido a la alta demanda de profesionistas expertos en el área de Energía, diversas Instituciones de Educación Superior en México ofrecen Licenciaturas enfocadas al área de Energía, con área de concentración en Energía Nuclear. No obstante, a pesar de ser de recursos limitados, se distinguen por la formación de recursos humanos competitivos. Las instituciones académicas con programas relacionados con el campo nuclear son de diferentes niveles, algunas son de pregrado y otras de posgrado [1].

La Universidad Autónoma Metropolitana (UAM), el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional (ESFM-IPN), la Facultad de Química y la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM), se identifican como las escuelas con mayor producción de recursos humanos.

Además, existen programas nucleares más recientes desarrollados en la Universidad Autónoma de Zacatecas, en la Universidad Autónoma del Estado de México y la Universidad Autónoma de la Ciudad de México. Siendo la UAM, la UNAM y la ESFM-IPN las únicas instituciones en el país que ofrece estudios de licenciatura desde hace varias décadas.

Finalmente, debido a la influencia de la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV) en su área geográfica, la Facultad de Ingeniería Mecánica Eléctrica de la Universidad Veracruzana (FIME) campus Xalapa, ha sido identificada como una institución importante en el desarrollo de la ciencia y la formación de recursos humanos en el campo nuclear [2].

La Universidad Autónoma Metropolitana, ofrece la Licenciatura en Ingeniería en Energía, impartida en la Unidad Iztapalapa. Esta Licenciatura fue propuesta en 1974, como una estrategia para proveer al país de profesionistas nacionales expertos en el área de Energía [3].

La Licenciatura en Ingeniería en Energía proporciona sólidos conocimientos para el estudio de las fuentes energéticas convencionales, como el petróleo, gas natural, hidráulica, carbón mineral, etc., y las no convencionales como son solar, eólica, nuclear, geotérmica, biomasa e hidrógeno.

Además, proporciona los conocimientos para la transformación en energía secundaria, como electricidad o combustibles. Y, finalmente, brinda conocimientos para la óptima utilización de la energía en equipos y procesos productivos.

Desde su creación, la UAM ha contribuido al egreso de más de 650 Ingenieros en Energía, los cuales se han desempeñado en diversas áreas del Sector Energético, en la Industria y en el sector de Enseñanza e Investigación.

El Plan de Estudios de la Licenciatura en Ingeniería en Energía de UAM, ha experimentado diversas adecuaciones desde su creación hasta la fecha, con la finalidad de seguir brindando conocimiento básico y actualizado a los futuros Ingenieros, además de adaptarse a las necesidades actuales del mundo. Las revisiones son llevadas a cabo por Comisiones designadas por el jefe del Departamento de Ingeniería de Procesos e Hidráulica de la División de Ciencias Básicas e Ingeniería de la Universidad. Estas comisiones están formadas por profesores expertos en cada área y expertos externos.

La Universidad Autónoma Metropolitana, además de ofrecer un programa de Licenciatura enfocado en el área de Ingeniería en Energía y mantenerlo actualizado a través de las adecuaciones, ofrece un posgrado que permite estudios a nivel Maestría y Doctorado. El Posgrado en Energía y Medio Ambiente, inició en el 2013, como un programa multidisciplinario que tiene como objetivo formar investigadores y profesionales de alto nivel académico capaces de generar, aplicar y transmitir conocimientos para la solución de problemas nacionales relacionados con la energía y el medio ambiente [4].

En este trabajo se presenta el estado actual de la Licenciatura en Ingeniería en Energía y las Unidades de Enseñanza – Aprendizaje (UEA) que constituyen el Área de Ingeniería Nuclear. En la siguiente sección se describen las adecuaciones propuestas, así como los criterios que fueron considerados. Y finalmente se presenta el Programa del Posgrado en Energía y Medio Ambiente y las UEA que conforman el área de Ingeniería Nuclear.

2. INGENIERÍA EN ENERGÍA

Un Ingeniero en Energía es un profesionalista que aplica el conocimiento científico y técnico al uso integral de la energía. Combina las habilidades de la ingeniería con el conocimiento de los problemas energéticos. Es capaz de identificar problemas relacionados con el empleo de energía y de igual forma puede diseñar soluciones creativas y poner en práctica los procesos para resolverlos desde un enfoque multidisciplinario.

El perfil del Ingeniero en Energía refleja la formación académica adquirida durante los doce trimestres de estudios, en los cuales, el estudiante adquiere los conocimientos básicos que dan identidad a la Licenciatura.

2.1. Plan de Estudios

El plan de estudios de la Licenciatura en Ingeniería en Energía consta de cuatro etapas de formación: propedéutica, básica, profesional y complementaria. En la Figura 1, se presenta el Mapa Curricular de la Licenciatura en Ingeniería en Energía, que incluyen las Unidades de Enseñanza-Aprendizaje (UEA) que dan la formación básica y especializada a los estudiantes.

Para la etapa propedéutica, los alumnos que ingresen a los estudios de licenciatura deberán someterse a una evaluación para determinar su nivel de inicio. En caso de aprobarla se les otorgarán los créditos correspondientes a la UEA de Cursos Complementarios. Los alumnos que no la acrediten, deberán cursar la etapa de formación propedéutica. La finalidad de esta formación es proporcionar al alumno las herramientas académicas prácticas que faciliten su inserción al trabajo universitario, ayuden a mejorar su aprovechamiento, estimulen el interés en su propio aprendizaje y promuevan su desarrollo personal.

La formación básica comprende la aplicación de los conocimientos de las ciencias básicas, la utilización de métodos teórico-prácticos para la solución de problemas, el desarrollo de habilidades básicas, el fomento de valores y actitudes necesarios en los estudios profesionales en su etapa inicial. En esta etapa los alumnos cursan 14 UEA dentro de los primeros seis trimestres.

La formación profesional comprende los conocimientos, metodologías y habilidades que dan identidad a la Licenciatura en Ingeniería en Energía. Esta etapa se divide en dos subetapas: Formación Disciplinar e Integración de Conocimientos.

- La formación Disciplinar se compone de 20 UEA obligatorias que constituyen la formación mínima disciplinar, estudiadas durante siete trimestres. Al finalizar esta etapa, el estudiante es capaz de identificar, plantear y resolver problemas específicos de la Ingeniería en Energía, mediante el uso de conceptos, técnicas y métodos propios de las ciencias y la ingeniería, con un enfoque hacia el desarrollo sostenible, desde las perspectivas ambiental, social, económica y ética.
- La etapa de Integración de Conocimientos el alumno cursa cuatro UEA obligatorias y dos UEA optativas de Proyecto Terminal, que se ofrecen al alumno en bloques temáticos. El

alumno tendrá la oportunidad de elegir el tema para elaborar su proyecto terminal dentro de alguno de los bloques temáticos de la Ingeniería en Energía.

La formación complementaria incluye los conocimientos, habilidades y valores que le dan al alumno una visión amplia de su profesión y el mundo. Se compone de UEA optativas con las cuales el alumno complementa la formación profesional de Ingeniería con conocimientos específicos en un área de aplicación de la Ingeniería en Energía.

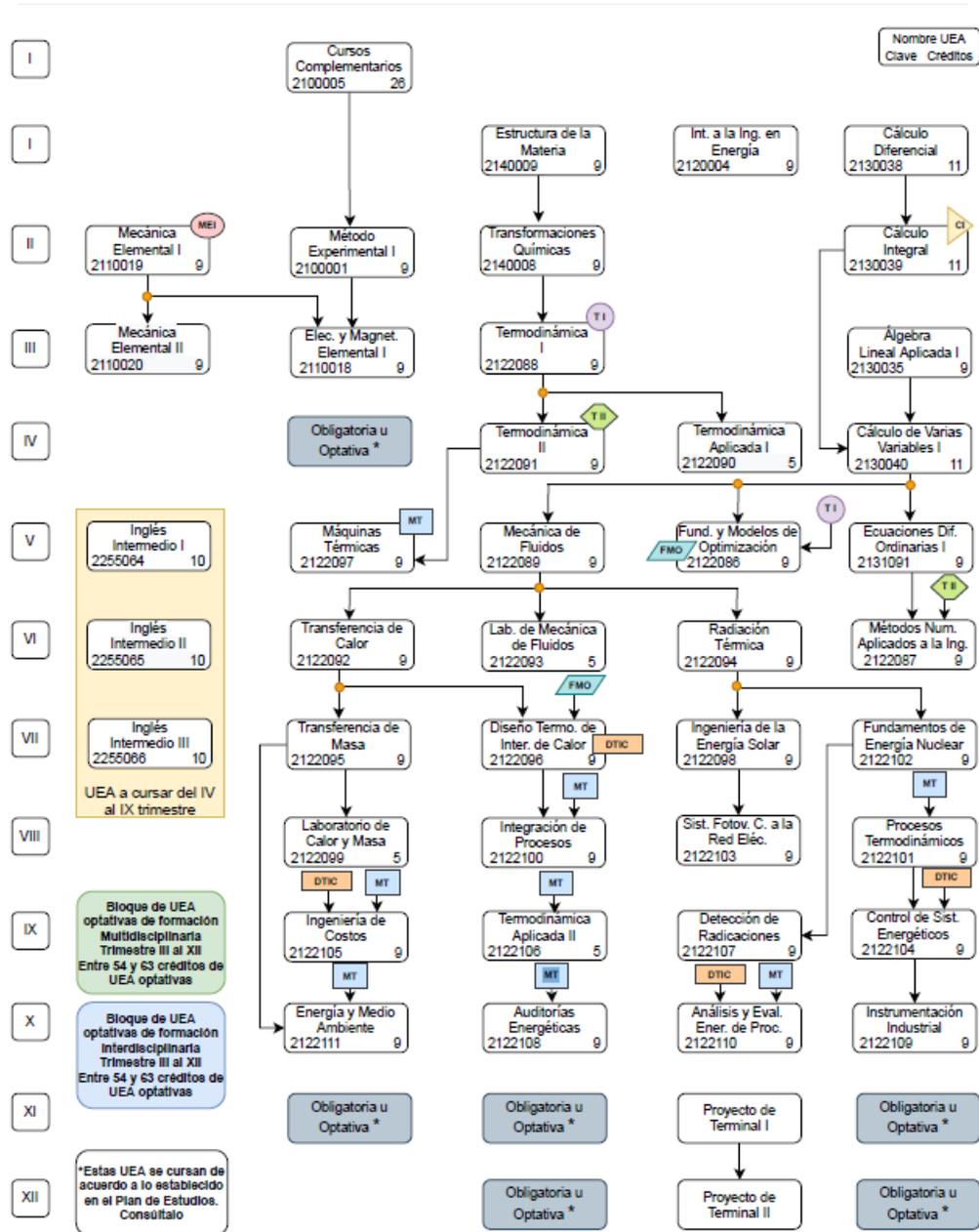


Figura 1. Plan de estudios de la Licenciatura en Ingeniería en Energía [3].

2.2. Área de Ingeniería Nuclear

En la última etapa de la formación de la Licenciatura en Ingeniería en Energía, el alumno elige el área de formación. Dentro de las opciones ofrecidas en la Licenciatura, se encuentra el Área de Energía Nuclear.

En la Tabla I se presentan las Unidades de Enseñanza-Aprendizaje que actualmente forman parte del área Nuclear, se incluyen 11 UEA, de las cuales cuatro son obligatorias y siete son optativas.

Las UEA Fundamentos de Energía Nuclear y Detección de Radiaciones, proveen las bases teóricas fundamentales de la Energía Nuclear a través de conocimientos teóricos y prácticos. Posteriormente, los alumnos eligen cinco materias optativas de las siete ofrecidas actualmente. En esta etapa, las UEA incluyen principalmente conocimientos especializados en tecnología nuclear para generación de potencia. Las UEA de Física de Reactores I y II, proveen al alumno los conocimientos para analizar los fenómenos neutrónicos de los reactores nucleares. Las UEA de Termohidráulica de Reactores Nucleares I y II aportan el conocimiento para el diseño y análisis termohidráulico de los reactores nucleares.

Tabla I. Unidades de Enseñanza-Aprendizaje del Área de Energía Nuclear [3]

Trimestre	UEA	Tipo
VI-VII	Fundamentos de Energía Nuclear	Obligatoria
VII-VIII	Detección de Radiaciones	Obligatoria
VIII-XI	Física de Reactores I	Optativa
XI-XII	Física de Reactores II	Optativa
VIII-XI	Radioprotección	Optativa
VIII-XI	Termohidráulica de Reactores Nucleares I	Optativa
IX-XII	Termohidráulica de Reactores Nucleares II	Optativa
VIII-XI	Temas Selectos de Energía Nuclear I	Optativa
IX-XII	Temas Selectos de Energía Nuclear II	Optativa
X-XI	Proyecto Terminal I - Energía Nuclear	Obligatoria
XI-XII	Proyecto Terminal II - Energía Nuclear	Obligatoria

En las UEA de Temas Selectos de Energía Nuclear I y II, los alumnos adquieren conocimientos específicos del área. Como parte final, los alumnos cumplen con dos UEA de Proyecto Terminal, en donde desarrollan un proyecto en el que aplican el conocimiento adquirido durante todas las etapas de formación.

3. ADECUACIONES AL PLAN DE ESTUDIO

Los Programas que la Universidad Autónoma Metropolitana ofrece, se mantienen a la vanguardia a través de las adecuaciones a los planes de estudio. En esta sección se presenta la última adecuación al área de Energía Nuclear de la Licenciatura en Ingeniería en Energía.

3.1. Criterios Considerados

Con la finalidad de mantener actualizado el plan de estudios del área de Energía Nuclear, en el año 2022 fue designada una comisión para realizar adecuaciones en el plan de estudio, considerando los siguientes aspectos:

- Justificar el porqué de los cambios en cada una de las secciones del programa de la UEA.
- Objetivo de la UEA, debe estar alineado con el perfil de egreso.
- Bibliografía actualizada.
- Modalidades de conducción, incluir la opción de que los cursos puedan ser remotos.
- Herramientas clásicas y novedosas de evaluación.
- Número de veces que se impartieron en los últimos cinco años.
- Analizar el número de profesores que la puedan impartir.
- Ubicación de la UEA en el mapa curricular.
- Utilizar lenguaje incluyente.

3.2. Adecuaciones Realizadas

De acuerdo con las necesidades actuales de la demanda de energía y el desarrollo de nuevas tecnologías de reactores nucleares de potencia, se proponen adecuaciones a los programas de estudio de las UEA del área de Energía Nuclear (Tabla I).

Las adecuaciones se resumen continuación:

- En todas las UEA se utiliza un lenguaje incluyente.
- En la UEA Fundamentos de Energía Nuclear, se incluyen las bases y fundamentos necesarios para abordar física de reactores y ciclos termodinámicos. El programa contempla los reactores nucleares avanzados, y reactores de fusión para mostrar una visión de actualidad y su importancia en el desarrollo sostenible.
- En la UEA Detección de Radiaciones, se actualiza y modifica el contenido teórico, permitiendo nuevas prácticas y utilización de nuevas tecnologías en simulación. Además se aborda la instrumentación para detección en reactores nucleares.
- En las UEA Física de Reactores I y II, y Termohidráulica de Reactores Nucleares I y II, se incluyen los temas de análisis y modelado acoplado (neutrónico y termohidráulico) de reactores nucleares modulares y microreactores nucleares, además de análisis de la aportación de la Energía Nuclear como una medida para alcanzar los objetivos del desarrollo sostenible.
- Las UEA Temas selectos de Energía Nuclear I y II incluyen temas específicos del análisis de Tecnologías de Generación IV, Microreactores, uso y desarrollo de programas computacionales del área Nuclear, etc.
- La UEA Radioprotección se elimina, ya que en la División de Ciencias Básicas e Ingeniería de la UAM Iztapalapa, se tiene un posgrado de especialidad de Física Médica, el cual aborda los temas incluidos en esta UEA.
- Se propone una nueva UEA optativa, Reactores Nucleares Avanzados: GenIII+, GenIV, pequeños y micro. Es de gran importancia que en el área de energía nuclear, se aborde el análisis de las nuevas tecnologías de reactores nucleares. Algunas de estas tecnologías se

encuentran operando, otras en etapa demostrativa y algunas más en etapa de desarrollo. Sin embargo, se espera que para la década 2030, muchas de estas sean comercializadas. Además, la industria nuclear ha abordado diferentes visiones en la forma de construir los reactores, pasando de diseños grandes, que satisfacen el consumo de grandes ciudades, a diseños medianos, pequeños o micro, que permiten satisfacer la necesidad de pequeñas ciudades, industria y comunidades remotas.

4. POSGRADO EN ENERGÍA Y MEDIO AMBIENTE

En el año 2013, se creó el Posgrado en Energía y Medio Ambiente (PEMA) en la Universidad Autónoma Metropolitana con la finalidad de formar investigadores y profesionales de alto nivel académico, capaces de generar, aplicar y transmitir conocimientos para la solución de problemas nacionales relacionados con la energía y el medio ambiente, además de fomentar el trabajo inter y multidisciplinario.

El PEMA está conformado por áreas de conocimiento que definen la disciplina específica en la que se formarán los alumnos. La diversidad temática dentro de cada área de conocimiento se determina a través de líneas de conocimiento. El programa ofrece estudios a nivel Maestría y a nivel Doctorado.

Para ingreso a la maestría, es necesario poseer título de Licenciatura o constancia de título en trámite en un área afín a juicio de la Comisión Académica del Posgrado en Energía y Medio Ambiente (CAPEMA), presentar examen a Nivel de comprensión de lectura de la CELEX (Centro de Lenguas Extranjeras). Se deberá aprobar una evaluación escrita de diagnóstico y selección. Y finalmente, sostener una entrevista con la CAPEMA.

En el caso del ingreso al doctorado, los y las aspirantes deben poseer grado de Maestría o constancia de grado en trámite en el PEMA o en un área afín a juicio de la CAPEMA. Deben acreditar el dominio del idioma inglés aprobando el examen del nivel B2 del MCE (Marco Común Europeo) del Programa de Enseñanza de Lenguas Extranjeras de la UAM-I. Deberán aprobar una evaluación escrita de diagnóstico y selección. Finalmente, deben presentar y defender un anteproyecto de investigación ante la CAPEMA.

En la Figura 2, se presenta el mapa curricular de la Maestría en Energía y Medio Ambiente, la cual se lleva a cabo en dos años. El Plan de Estudios considera dos etapas: formativa y de investigación. En la etapa formativa, se tienen UEA obligatorias, en las cuales se dan las bases de Sustentabilidad y Medio Ambiente, además de UEA optativas de cada área. En la etapa de investigación, las UEA corresponden al desarrollo del proyecto de investigación y la escritura de la Tesis.

El programa de Doctorado en Energía y Medio Ambiente se lleva a cabo en cuatro años (Figura 3). En el primer año, el estudiante cursa tres UEA obligatorias, basada en Sustentabilidad y Medio Ambiente, las cuales son bases en la identidad del Posgrado.

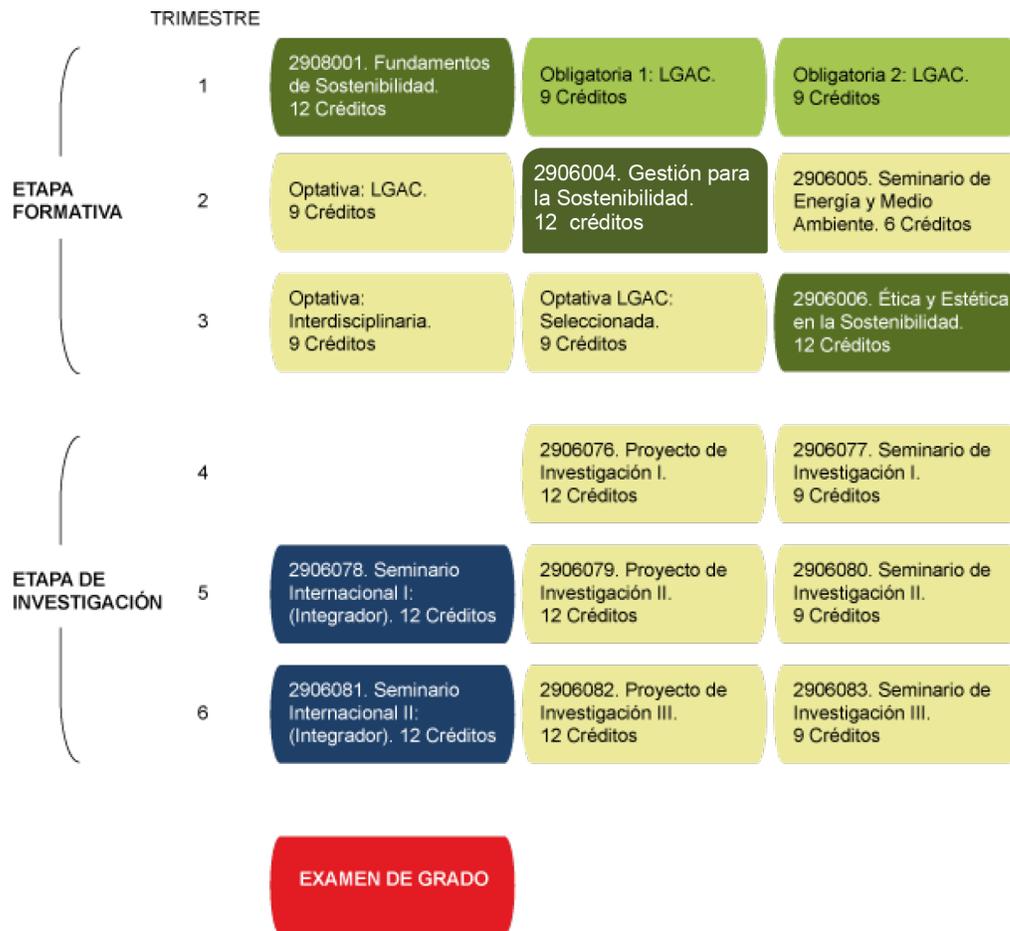


Figura 2. Plan de estudios de la Maestría en Energía y Medio Ambiente [4].

Después del primer año, se presenta el examen Predoctoral, una vez acreditado, el estudiante continúa con UEA optativas de acuerdo con el área de investigación seleccionada. En los tres años siguientes, se desarrolla el proyecto de investigación y la redacción de la Tesis.

Para obtener el grado de maestro o maestra en ciencias (Energía y Medio Ambiente), se debe presentar una idónea comunicación de resultados en la forma de una tesis escrita que incluya una presentación y justificación de objetivos, una revisión bibliográfica, la metodología utilizada, los resultados obtenidos, una discusión crítica y un planteamiento de conclusiones y perspectivas. El o la candidata, deberá presentar un examen de grado con relación a su Idónea Comunicación de Resultados ante un jurado y la comunidad.

Para obtener el grado de doctor o doctora en ciencias (Energía y Medio Ambiente), se debe presentar ante un jurado calificado en la materia, una tesis doctoral basada en una investigación original de alta calidad que incluirá la presentación y justificación de objetivos, la revisión bibliográfica, la metodología utilizada, los resultados obtenidos, una discusión crítica y un planteamiento de conclusiones y perspectivas. Enseguida, el o la alumna presentará una disertación pública de su trabajo de tesis ante el jurado. Además, se debe presentar al menos un artículo de investigación que contenga los resultados de su tesis doctoral y que haya sido aceptado para su publicación en una revista especializada, indizada internacionalmente.

XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana
Energía Nuclear: la fuente de energía más EFICIENTE para mitigar el calentamiento global
 Veracruz, Veracruz, del 13 al 16 de noviembre de 2022

	TRIMESTRE	UEA		
PRIMERA ETAPA (1er. Año) (créditos: 90 mín- 126 máx)	1 (30-42 créditos)	Fundamentos de la Sostenibilidad 2908002 12 créditos	Investigación Doctoral I 2908001 30 créditos	
	2 (30-42 créditos)	Gestión para la Sostenibilidad 2908004 12 créditos	Investigación Doctoral II 2908003 30 créditos	
	3 (30-42 créditos)	Ética y Estética en la Sostenibilidad 2908007 12 créditos	Investigación Doctoral III 2908005 30 créditos	
EXAMEN PREDOCTORAL				
	TRIMESTRE	UEA		
SEGUNDA ETAPA (2do. año)	4 (39 créditos)	Optativa I 9 créditos	Investigación Doctoral IV 2908008 30 créditos	
	5 (42 créditos)		Investigación Doctoral V 2908010 30 créditos	Seminario Internacional I 2908011 12 créditos
	6 (42 créditos)		Investigación Doctoral VI 2908012 30 créditos	Seminario Internacional II 2908013 12 créditos
	TRIMESTRE	UEA		
SEGUNDA ETAPA (3er. año)	7 (39 créditos)	Optativa II 9 créditos	Investigación Doctoral VII 2908014 30 créditos	
	8 (30 créditos)		Investigación Doctoral VIII 2908016 30 créditos	
	9 (30 créditos)		Investigación Doctoral IX 2908017 30 créditos	
POSIBILIDAD DE DEFENDER LA TESIS Y OBTENER EL GRADO				
	TRIMESTRE	UEA		
SEGUNDA ETAPA (4to. año)	10 (39 créditos)		Seminario de Tesis I 2908018 30 créditos	
	11 (33 créditos)		Seminario de Tesis II 2908019 30 créditos	
	12 (30 créditos)		Seminario de Tesis III 2908020 30 créditos	
OBTENCIÓN DE GRADO	(90 créditos)	DEFENSA DE LA TESIS		

Figura 3. Plan de estudios del Doctorado en Energía y Medio Ambiente [4].

4.1. Perfil del Área Nuclear

Dentro del Programa del PEMA, se consideran diversas áreas de investigación, una de las cuales es el área de Energía Nuclear, la cual incluye las siguientes UEA:

- Fundamentos de Ingeniería Nuclear
- Métodos de Análisis del Transporte de Neutrones
- Temas Selectos de Energía Nuclear
- Termohidráulica de Reactores Nucleares Avanzados

Estas UEA atienden a las necesidades del conocimiento básico de la Energía Nuclear, sin embargo, en caso de que sea necesario, los alumnos y las alumnas pueden solicitar materias temas específicos en acuerdo con sus asesores, los cuales pueden ser atendidos en la UEA Temas Selectos de Energía Nuclear.

5. CONCLUSIONES

Las necesidades de profesionales expertos en energía crecen a medida que las necesidades poblacionales se incrementan, por este motivo, desde 1974 la Universidad Autónoma Metropolitana ofrece el Programa de Licenciatura en Ingeniería en Energía, formando profesionistas que apliquen el conocimiento científico y técnico al uso integral de la energía.

Para mantener actualizado el Programa, se realizan adecuaciones al plan de estudio y los programas de las UEA a través de Comisiones formadas por expertos de cada área. En el año 2022, el programa del área de Energía Nuclear es sometido a revisión y adecuación, en donde se considera el estudio en las nuevas tecnologías de reactores nucleares de potencia, considerando los reactores de Generación III+, IV y Microreactores, así como los temas de Sostenibilidad. Es importante señalar, que en las adecuaciones se maneja un lenguaje incluyente, respondiendo a los cambios sociales actuales.

Para complementar la formación de Profesionistas en el área de Energía, la UAM desarrolló en 2013 el Programa de Maestría y Doctorado en Energía y Medio Ambiente, en donde se abordan proyectos de investigación multidisciplinarios. Dentro del PEMA se desarrollan proyectos en el área de Energía Nuclear con una visión de Sostenibilidad y Responsabilidad Social.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen al Dr. Edmundo del Valle Gallegos, del Instituto Politécnico Nacional y al Dr. Juan Luis François Lacouture, de la Universidad Nacional Autónoma de México, por la revisión, los oportunos comentarios y la retroalimentación hacia este trabajo.

REFERENCIAS

1. Gómez-Torres, A., del Valle Gallegos, E., François, J., Espinosa-Paredes, G., García, F., Belin, R., “Estrategias para la Formación de Recursos Humanos en el Campo Nuclear Mexicano”. *XVIII Congreso Anual de la SNM*, Cancún, Q. Roo, 1 al 5 de Julio, (2007).
2. Polo-Labarrios, M.A., Espinosa-Paredes, G., Vázquez-Rodríguez, R., “Revision of the Study Plan of the Area of Fundamentals of Nuclear Energy to include PC based Simulator Training”, *Technical Meeting to Develop a New IAEA Nuclear Energy Series Report on Nuclear Power Plant Simulators as Tools for Education and Training*, Wuhan, China, 23-27 de Abril (2018).
3. “Página de la Licenciatura en Ingeniería, UAM”, <https://cbi.izt.uam.mx/coddaa/index.php/17-licenciaturas/ingenieria-en-energia> (2022).
4. “Página del Posgrado en Energía y Medio Ambiente, UAM”, <https://posgrados.cbsuami.org/index.php/mpema-desc> (2022).

Iniciativa MENTOREANDO para el desarrollo de capacidades humanas en Energía Nuclear en México

Alejandría D. Pérez-Valseca

Royal Institute of Technology – KTH, Nuclear Engineering Area
Roslagstullsbacken 21, Stockholm, Sweden.
alpere@kth.se

Florencia de los Angeles Renteria del Toro

College of Nuclear Science and Technology, Nuclear Power Simulation Research Center,
Harbin Engineering University
Nantong Street 145, 150001 Harbin, China
florenciaren@hrbeu.edu.cn

Resumen

Impulsar el progreso de las futuras generaciones de jóvenes es una pieza clave en el avance de la ciencia y tecnología. A través de la identificación de jóvenes talentos, se puede dar un seguimiento para canalizar esfuerzos y oportunidades educativas que ayuden al desarrollo profesional de los jóvenes en el área de energía nuclear. Despertar el interés de los jóvenes en los usos y aplicaciones pacíficas de la energía nuclear podrá crear una perspectiva de la relevancia que tiene en la sociedad a nivel global.

En este trabajo se presenta el Programa de Mentorías en el área de Energía Nuclear, primero en su tipo en México denominado “MENTOREANDO”. Este programa, tiene como objetivo apoyar a brindar un acompañamiento a estudiantes de licenciatura del área de STEAM que estén interesados en desarrollarse en el área de Energía Nuclear, para que puedan fortalecer su vocación y decidan objetivamente su área de interés, además de brindarles herramientas para el desarrollo académico y profesional. Esto a través de la modalidad de mentorías, en donde un profesionista experto en el área Nuclear, se convierte en el mentor o mentora de un estudiante por tres meses, brindándole orientación en los temas de interés y lo ayuda a establecer sus objetivos profesionales. Además, el programa incluye ponencias de temas especializados y recursos informativos del área de Energía Nuclear.

1. INTRODUCCIÓN

La mentoría es una relación de desarrollo personal en la cual una persona más experimentada o con mayor conocimiento ayuda a otra menos experimentada o con menor conocimiento. La persona que recibe la mentoría ha sido llamada tradicionalmente *mentorada* o *mentorado*, y la persona que da la mentoría es llamada *mentora* o *mentor*. La mentoría puede aplicarse a diferentes ámbitos, el eje central de la mentoría involucra la comunicación y está basada en una relación donde se transmiten conocimientos para avanzar en un determinado campo, es decir, las mentorías son oportunidades únicas de aprendizaje [1].

Actualmente, existen diversos programas de mentoría en el área de Ciencia, Tecnología, Ingeniería, Artes y Matemáticas (STEAM, por sus siglas en inglés), que apoyan a mujeres para su desarrollo en estas áreas.

Tal es el caso del Programa Mujeres Líderes en STEAM, el cual es un programa de mentoría para Mujeres Latinas. El programa fue creado por la MBA Rebeca Vargas con base a su experiencia profesional, para contribuir al empoderamiento de jóvenes mujeres y para acercarlas al mundo de STEAM [2]. Este programa está dirigido a jóvenes mujeres estudiantes de nivel medio superior.

Un programa dirigido a estudiantes de educación básica, con una inclusión con perspectiva de género y foco en mujeres, y una visión de emprendimiento e innovación en las áreas de STEAM, el programa es “Movimiento STEM” [3], utilizando un enfoque sistémico, la colaboración intersectorial para generar proyectos de alto impacto, la interseccionalidad y el sentido de agencia de las personas.

El Consulado de Estados Unidos en Mérida respalda anualmente iniciativas que promueven el entendimiento e intercambio entre Estados Unidos y México en materia cultural, social y educativa, como el programa “Mentorías STEAM”, la cual es una experiencia en línea y gratuita que brinda mentoría en estas áreas a personas que se identifican con el género femenino, que estén cursando cualquier nivel bachillerato y que muestran interés en estudiar una carrera universitaria en estos temas, mediante una vinculación directa con investigadoras, mujeres que se encuentren realizando un posgrado o aquellas que laboran en organismos de la sociedad civil en Yucatán, Campeche y Quintana Roo en campos STEAM [4].

Estos programas están dirigidos principalmente a mujeres y a comunidades vulnerables, con la finalidad de acercarlos al área STEAM.

El presente trabajo tiene como finalidad presentar un programa de mentorías dirigido a estudiantes de licenciatura en áreas de STEAM que estén interesados en desarrollarse como profesionistas en el área de Energía Nuclear. Este programa incluye mentorías realizadas por expertos en el área, ponencias especializadas y conocimiento de herramientas que contribuyan a su desarrollo profesional. En la siguiente sección se presenta la propuesta del programa de mentorías en Energía Nuclear.

2. MENTORIAS EN EL ÁREA DE ENERGÍA NUCLEAR

La expectativa de la mentoría en el Área de Energía Nuclear, es que el conocimiento y la experiencia del mentor o mentora ayuden al mentorado o mentorada a lograr sus objetivos, pudiendo ser estos, la elección del área de estudio, la elección del desarrollo profesional en la Industria o en la vida Académica. Además, de ser posible brindarles herramientas que contribuyan a un mejor desempeño y fortalecer las vocaciones por la Energía Nuclear.

La mentoría implica una comunicación informal, generalmente cara a cara y durante un período de tiempo establecido, brindando un ambiente de confianza y respeto.

2.1. Objetivo Principal

Brindar un acompañamiento a estudiantes de licenciatura del área de STEAM, que estén interesados en desarrollarse en el área de Energía Nuclear, para que puedan fortalecer su vocación y decidan objetivamente su área de interés, además de brindarles herramientas para el desarrollo académico y profesional. Crear un espacio de mentoría donde jóvenes universitarios puedan establecer un vínculo con expertos de la industria nuclear para poder conocer más información acerca de los usos y las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear. A través del programa MENTOREANDO primera edición en 2023, jóvenes mexicanos entre 18 y 24 años de edad, podrán desarrollar sus capacidades en un nivel científico-tecnológico, así como en el horizonte de la innovación.

2.2. Antecedentes de la Gestión del Conocimiento Nuclear

La ecuación de recursos humanos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) aparece en la Figura 1. Demuestra los elementos de la ecuación y cómo la educación a nivel universitario juega un papel esencial en el desarrollo del conocimiento. La fase de conocimiento es la parte inicial que ayuda a las nuevas generaciones a desarrollar sus habilidades y pulir sus técnicas para desarrollar competencias sólidas [5].

Al igual que otras industrias de alta tecnología, la industria nuclear se basa en el conocimiento y depende en gran medida de la experiencia de trabajadores capacitados. La necesidad de mejorar la gestión del conocimiento nuclear se ha puesto de relieve por el envejecimiento de la fuerza laboral, la disminución de la participación de los estudiantes en los programas de ciencia e ingeniería y el riesgo de perder los conocimientos y la experiencia adquiridos. Estos factores también han resultado en una disminución de la innovación tecnológica y la posible pérdida de competencias técnicas, que podrían comprometer la seguridad y la viabilidad nucleares. Han llamado la atención de todas las partes interesadas sobre la necesidad de estrategias y políticas eficaces de gestión del conocimiento.



Figura 1. Ecuación de Recursos Humanos del OIEA.

Otro aspecto importante es cómo asegurar una fuerza de trabajo competente son las Líneas de Educación y Capacitación, en la Figura 2 se muestran los principales elementos incluidos en esta concepción.

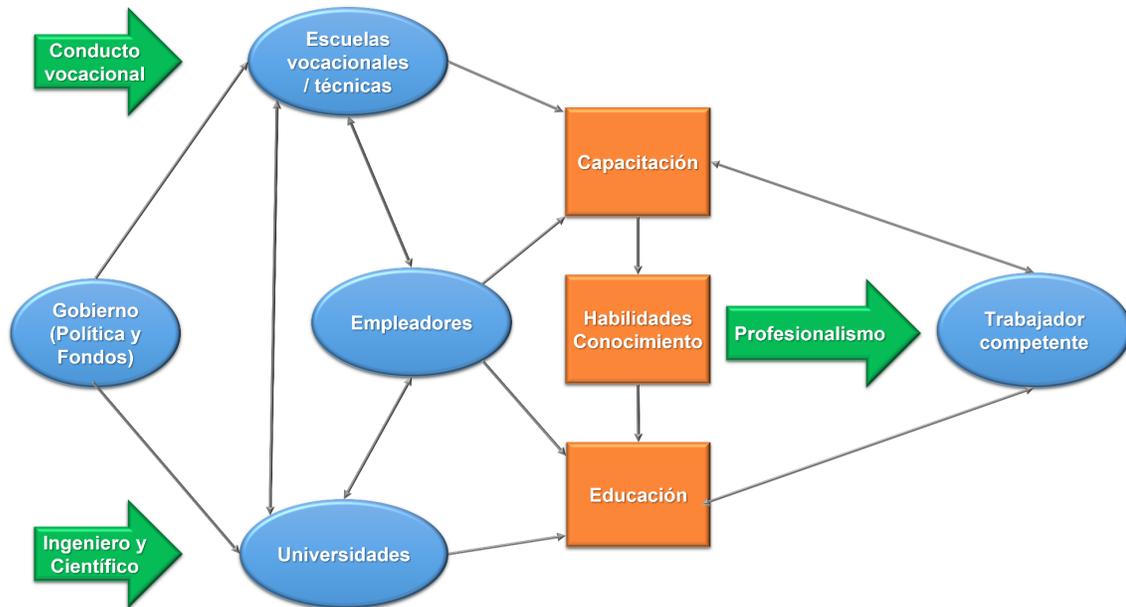


Figura 2. Conductos de Educación y Capacitación.

La capacidad de transferir conocimientos, habilidades y atributos de manera efectiva de los más experimentados a los menos, el personal experimentado a menudo diferencia a las organizaciones con una excelente gestión del conocimiento programas del resto. Esto es particularmente cierto con respecto al conocimiento implícito y tácito que reside en la mente de los profesionales y es difícil de transferir a través de la capacitación formal.

Las organizaciones nucleares utilizan programas de formación especializados, incluida la formación práctica en su totalidad simuladores de alcance, bosquejos y ayudas prácticas para ayudar a su personal a adquirir un nivel de competencia que respalde un trabajo seguro y eficiente. A medida que la gente empieza a trabajar en organizaciones nucleares, adquieren habilidades, conocimientos y puntos de vista únicos en un campo en particular a medida que experimentan desafíos y oportunidades de desarrollo en su carrera profesional.

El personal que trabaja en actividades de operación y mantenimiento en entidades explotadoras nucleares gana habilidades y experiencias únicas de actividades tales como el mantenimiento de los mecanismos de accionamiento de las barras de control, bombas de refrigerante del reactor, generadores de vapor, entre otras. La mayoría de estas experiencias, en forma de lecciones aprendidas, se capturan en los informes de experiencia para su uso posterior en la formación y las mejoras de procedimientos y procesos.

Sin embargo, algunas de las experiencias no son fáciles de transferir a través de un proceso documentado, ya que también se requiere la interacción de persona a persona para una transferencia de conocimiento efectiva. La mentoría juega un papel importante en este tipo de transferencia de conocimiento [6].

2.3. Atributos en el Programa de Mentoría

En la Figura 3, se presentan los principales atributos que se incluyen en el programa de Mentoría, al ser una interacción cara a cara, estos atributos se adaptan a las conveniencias de los y las mentoras y los y las mentoradas.

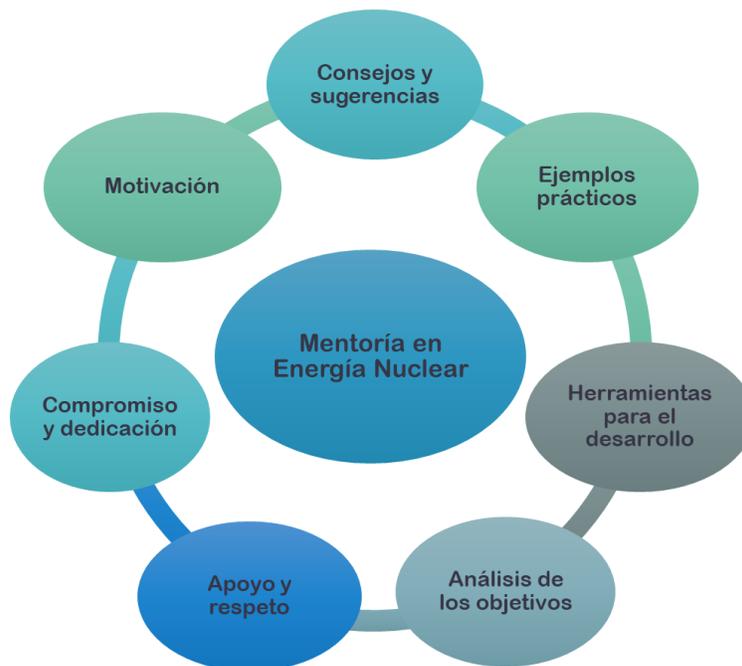


Figura 3. Principales atributos del Programa de Mentoría.

Estos atributos incluyen actividades que se realizarán dentro de las mentorías individuales, así como en las ponencias y dentro del material que será compartido a los y las mentoradas.

2.4. Modalidades de la Mentoría

Las Mentorías en el área de Energía Nuclear, tendrán una duración de 3 meses y contará, aparte de las mentorías, con diferentes dinámicas como talleres y círculos de charlas con estrategias de aprendizaje de nuevas herramientas de desarrollo profesional.

El programa constará de 3 áreas:

- Campos de Energía Nuclear y sus aplicaciones pacíficas

- Equidad y Género
- Herramientas para el desarrollo académico y profesional

Los encuentros serán en vivo a través de una plataforma digital para que los participantes pueda asistir al programa de manera virtual y contarán con material de trabajo disponible en plataformas de difusión del conocimiento, como la Red Mexicana de Educación, Capacitación e Investigación Nuclear (REMECIN) [7] y Sociedad Nuclear Mexicana [8]. Además del apoyo de difusión y ponencias por parte de Iniciativa Mujeres en la Innovación Nuclear (WINI) de WiN Global [9]. En la Figura 4, se presenta un diagrama de flujo del proceso de la mentoría a través del cual se definen los aspectos y criterios de cada etapa del programa.



Figura 4. Esquema del proceso del programa.

3. PERFILES EN EL PROGRAMA DE MENTORÍA

En el programa de Mentoría se consideran tres actores principales:

- Mentoradas y mentorados
- Mentoradas y mentores
- Ponentes

A continuación, se describe el perfil de cada uno de ellos, así como los requisitos necesarios para ser considerados.

3.1. Perfil de la Mentorada o Mentorado

Estudiantes de nivel licenciatura en las áreas de STEAM, interesados en desarrollarse en el área de Energía Nuclear. Los estudiantes deben contar con los siguientes requisitos:

- Cursar estudios a nivel licenciatura en alguna de las áreas de STEAM y en una institución Nacional.

- Estar auténticamente interesada en desarrollarse en alguno de los campos del área de Energía Nuclear.
- Tener promedio mínimo de 8.5 en el último ciclo escolar.

Los alumnos seleccionados, deberán comprometerse a reunirse con su mentor al menos 30 minutos semanalmente y a asistir a las ponencias ofrecidas dentro del Programa.

3.2. Perfil de la Mentora o el Mentor

Las mentoras o mentores son profesionistas que dedican de forma voluntaria su tiempo para acompañar a los estudiantes durante el Programa de Mentorías. Las mentoras seleccionadas deberán comprometerse a tener comunicación con su mentorada al menos 30 minutos semanalmente.

Requisitos para participar como mentora o mentor:

- Ser un profesionista o estudiante de Doctorado en alguno de las áreas de Energía Nuclear.
- Tener interés y pasión por contribuir a que estudiantes de licenciatura inicien una carrera en el área de Energía Nuclear.
- Estar dispuesta o dispuesto, a otorgar mentoría a un estudiante por 3 meses.

3.3. Ponentes

Los ponentes son profesionistas dispuestos a ofrecer de manera voluntaria una charla relacionada a algún tema del área de Energía Nuclear, equidad y género o herramientas de desarrollo profesional. La charla se realizará vía remota en alguna de las sesiones de entrenamiento que se otorgan a los y las estudiantes.

Requisitos para participar como ponente:

- Ser un o una profesionista o estudiante de Doctorado desarrollando investigación en algún área de Energía Nuclear, preferentemente.
- Interés y pasión por apoyar a estudiantes de licenciatura.
- Presentar una ponencia de 40 minutos en donde se presenten temas de vanguardia en el área de Energía Nuclear, o bien, la enseñanza básica de alguna herramienta para el desarrollo profesional.

4. INICIO DEL PROGRAMA

La primera generación del Programa de Mentoría en el área de Ingeniería en Energía, iniciará en Febrero del 2023 como fecha tentativa, con una duración de 12 semanas, en las cuales se llevarán a cabo mentorías individuales y ponencias semanales.

La convocatoria para formar parte del programa, se lanzará en el XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, en donde se indicaran todos los pasos a seguir para formar parte como Mentorada o Mentorado, Mentora o Mentor, y Ponente. En la Figura 5, se muestra el modelo de la transferencia de conocimiento del programa de mentorío.

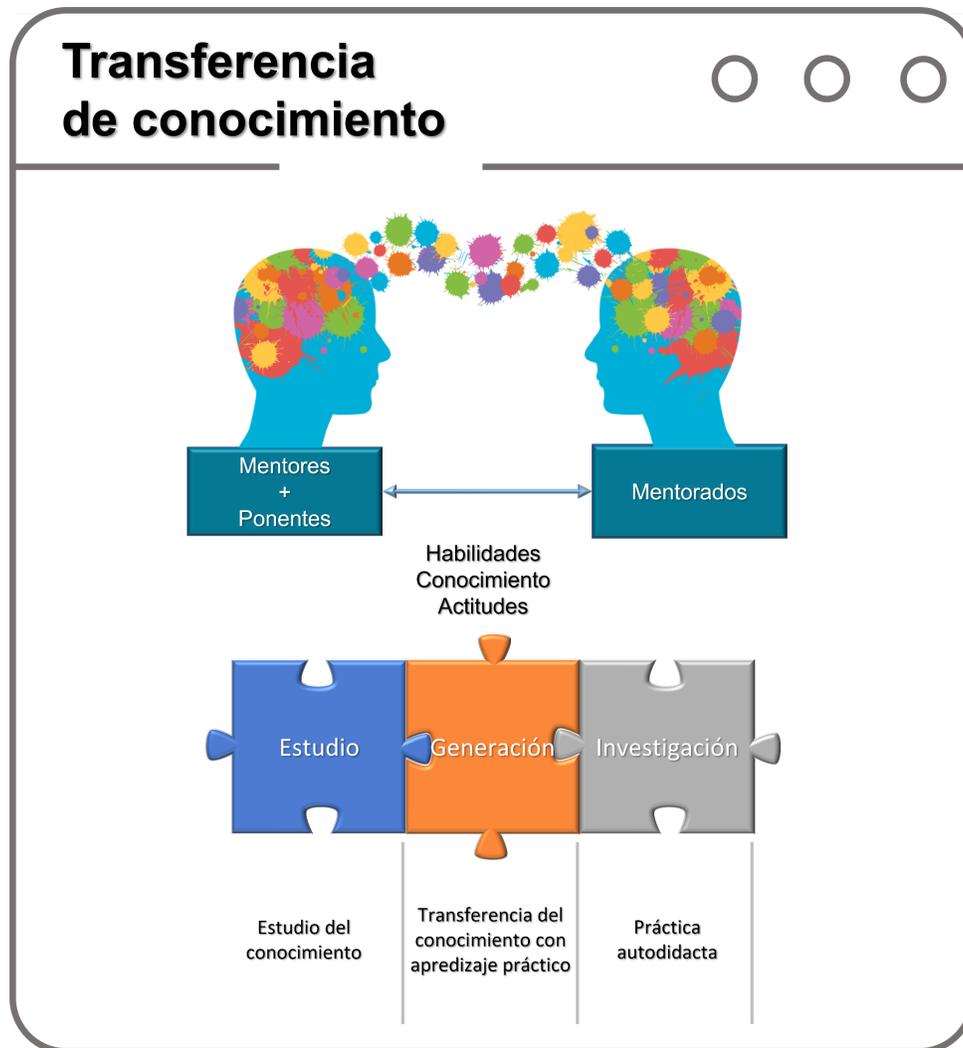


Figura 5. Diagrama de flujo de la gestión del conocimiento bajo el programa de mentoría.

A través de la transferencia de conocimientos de mentores y ponentes a mentorados y de interacciones entre mentores, ponentes y mentorados, el programa de mentoría puede transferir efectivamente el conocimiento basado en la experiencia del mentor y ponente a los estudiantes participantes. Mientras tanto, es propicio para promover la actualización de conocimientos e innovación tanto para mentores como para mentorados y facilitar la generación de nuevos conocimientos bajo el modo educativo de estudio, generación e investigación. Propiciando un ambiente de intercambio de ideas y ayudando a la formación de profesionales autodidactas con un pensamiento crítico-analítico. La modalidad del programa será virtual y se podrá explorar nuevas áreas de oportunidad para seguir gestionando el conocimiento a las presentes y futuras generaciones.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presenta la Propuesta de un Programa de Mentorías en el Área de Energía Nuclear, dirigido a las y los alumnos de licenciatura, estudiantes de algún plan de STEAM e interesados en desarrollarse en el área Nuclear.

El programa contempla la modalidad de mentorías, en donde profesionistas en el área de Energía Nuclear acompañan y guían a los estudiantes en elecciones sobre su desarrollo profesional, además de brindar un ambiente de confianza y respeto en una modalidad virtual.

El Programa incluye ponencias, en donde se presentan temas especializados y herramientas para el desarrollo académico y profesional de los y las estudiantes, apoyando a la preparación y fortalecimiento de los futuros profesionistas en el área de Energía Nuclear.

AGRADECIMIENTOS

Las autoras agradecen el apoyo de la Red Mexicana de Educación, Capacitación e Investigación Nuclear (REMECIN) y Sociedad Nuclear Mexicana (SNM) por el apoyo en la difusión del Programa de Mentorías.

A la Iniciativa Mujeres en la Innovación Nuclear (WINI) de WiN Global, por la orientación y apoyo en la formulación del Programa.

Al Dr. Gilberto Espinosa-Paredes por sus contribuciones a la formulación del Programa, a través de su experiencia en la formación de Recursos Humanos.

REFERENCIAS

1. “Página del diccionario de Oxford”, <https://www.oxfordlearnersdictionaries.com/definition/english/mentor>, (2022)
2. “Página del Programa Mujeres Líderes en STEAM”, <https://mujeressteam.com>, (2022).
3. “Página del programa Movimiento STEAM” <https://www.movimientostem.org> (2022)
4. “Página del Programa Mentorías STEAM” <https://mentoriasteam.mx> (2022).
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Engineering Education: A Competence Based Approach to Curricula Development, Nuclear Energy Series No. NG-T-6.4, IAEA, Vienna (2014).
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Mentoring and Coaching for Knowledge Management in Nuclear Organization, IAEA TECDOC-1999, Vienna (2022)
7. “Página de la Red Mexicana de Educación, Capacitación e Investigación Nuclear (REMECIN)”, <https://remecin.mx/> (2022)
8. “Página de la Sociedad Nuclear Mexicana A.C. (SNM), <http://www.sociedadnuclear.mx/> (2022)
9. “Página de Women in Nuclear Global (WiN)”, <https://win-global.org/> (2022).

El Proyecto AZTLAN platform: un caso de éxito en la formación de recursos humanos en materia nuclear en México

Armando Miguel Gómez Torres

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México – Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac,
Estado de México, México. C.P. 52750
armando.gomez@inin.gob.mx*

Edmundo del Valle Gallegos

*Instituto Politécnico Nacional
Avenida Instituto Politécnico Nacional s/n, Edificio 9, Unidad Profesional “Adolfo López Mateos” Col. San Pedro Zacatenco, Del. Gustavo A. Madero, 07738 Ciudad de México
evalle@ipn.mx*

Gilberto Espinosa Paredes

*Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco 186 Col. Leyes de Reforma 1ª Sección, CDMX 09310
gepe@xanum.uam.mx*

Juan Luis Francois Lacouture

*Universidad Nacional Autónoma de México
Dirección: Av. Universidad 3000, Ciudad Universitaria, 04510, Ciudad de México
jfl@fi-b.unam.mx*

Resumen

El proyecto AZTLAN platform es una iniciativa nacional liderada por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y que reúne a las principales instituciones públicas de estudios superiores de México (el IPN, la UNAM y la UAM) en un esfuerzo por dar un paso significativo rumbo a la autonomía de cálculo en temas de análisis de reactores nucleares. El proyecto tiene como uno de sus principales objetivos el fortalecimiento sustantivo de las instituciones de investigación y educación mediante la formación de recursos humanos altamente capacitados en el área de análisis y diseño de reactores nucleares. Con la finalidad de que los desarrollos beneficien en primer lugar, a las instituciones nacionales, los desarrollos están enfocados en las necesidades del país, pero también se participa activamente en proyectos internacionales haciendo investigación de frontera y poniendo el nombre de México en alto. En este artículo se presenta una breve reseña del proyecto AZTLAN platform con sus principales resultados.

1. INTRODUCCIÓN

A finales del 2013, el (ahora extinto) Fondo de Sustentabilidad Energética (FSE) SENER-CONACYT emitió una convocatoria para desarrollar una plataforma de cálculo para análisis de reactores nucleares. El ININ lideró una propuesta en conjunto con el IPN, la UNAM, la UAM y el INEEL (en aquel entonces IIE y quien debido a algunas complicaciones administrativas no pudo formar parte, oficialmente, del proyecto). La propuesta estuvo apoyada por los usuarios potenciales: CNSNS (Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias) y CNLV (Central Nucleoeléctrica Laguna Verde), a quienes se les presentó el proyecto con anterioridad a la solicitud oficial y quienes contribuyeron activamente en la definición de los alcances y objetivos del proyecto. El FSE acordó apoyar la propuesta, misma que definió los siguientes objetivos:

- Situar a México en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares.
- Obtener independencia tecnológica para solventar las necesidades nacionales.
- Formar recursos humanos altamente capacitados.

El 20 de noviembre de 2014 inició formalmente el proyecto bajo el título oficial de: Desarrollo de una plataforma mexicana para el análisis y diseño de reactores nucleares. Dado que se trata del más grande esfuerzo entre instituciones mexicanas por buscar una autonomía en el campo del desarrollo de software para análisis de reactores nucleares, se buscó darle una identidad nacional para posicionar el desarrollo a nivel internacional. Como resultado de las primeras reuniones de trabajo entre las instituciones participantes, se llegó al consenso de adoptar el nombre de AZTLAN platform (Figura 1), para darle una identidad nacional y con la meta clara de situar a México en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares.



Figura 1. El proyecto nacional AZTLAN platform: participantes

El desarrollo de una plataforma de simulación y análisis en el campo de los reactores nucleares implica un esfuerzo considerable para poder describir y predecir de manera adecuada fenómenos físicos que interaccionan en los reactores nucleares. El campo de análisis es multifísico, siendo los fenómenos más evidentes y medibles la fuente de calor por fisión (procesos neutrónicos), los mecanismos de transferencia de calor al refrigerante (procesos termohidráulicos), así como el comportamiento térmico y mecánico de los materiales que componen las barras de combustible bajo esfuerzos extremos que determinan la integridad de las barreras de seguridad en condiciones normales y anormales de operación (procesos termomecánicos). Así, la neutrónica, la termohidráulica y el comportamiento termomecánico de los combustibles constituyen la base para realizar análisis de seguridad de mejor estimación BE (Best Estimate) en el diseño y análisis de reactores nucleares. Además de este carácter multifísico, que se presenta de manera acoplada en el campo nuclear, los organismos reguladores han comenzado a exigir que los resultados obtenidos con metodologías BE vayan acompañados de bandas de incertidumbre, así como de análisis de sensibilidad, por lo que el desarrollo de nuevas herramientas de cálculo debe considerar dichos análisis.

Con este mismo objetivo, a nivel internacional se han construido alianzas entre países o instituciones de investigación y universidades. En la Unión Europea se agruparon los grandes centros de investigación europeos para desarrollar la plataforma NURESIM (NUclear REactors SIMulation platform) [1, 2]. Por otro lado, en los Estados Unidos se desarrolla el proyecto CASL (Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors) [3].

2. ESTRUCTURA ORGANIZATIVA DEL PROYECTO

2.1. Instituciones que integran el equipo de desarrollo AZTLAN platform

Como ya se mencionó, el Proyecto AZTLAN platform reúne a las universidades con programas nucleares del centro del país y de manera efectiva, definió sus metas y objetivos para sacar provecho de los avances que en cada institución se tenían.

En el Instituto Politécnico Nacional (IPN), a través de la participación de estudiantes, profesores e investigadores de la Escuela Superior de Física y Matemáticas (ESFM), se han desarrollado herramientas computacionales enfocadas principalmente en resolver, mediante métodos numéricos, diversos modelos que surgen de la física y de la ingeniería de reactores nucleares, en particular, la parte neutrónica del núcleo de los reactores.

Por otro lado, la Universidad Autónoma Metropolitana (UAM), en particular el campus Iztapalapa, se ha enfocado especialmente en el desarrollo de modelos matemáticos y numéricos para simular procesos de transferencia de calor por conducción en barras de combustible nuclear y fenómenos de transporte de flujo en dos fases.

Por su parte, en la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) se han desarrollado y validado metodologías y esquemas de cálculo para el análisis y diseño del núcleo de reactores nucleares, así como para la administración de combustible nuclear, en particular relacionados con optimización de combustible.

Finalmente, en el ININ, se cuenta también con experiencia en el desarrollo de herramientas numéricas para calcular flujos y fluencias neutrónicas, además, se cuenta con amplia experiencia en el desarrollo de códigos acoplados de alta fidelidad para la evaluación de parámetros de seguridad de los núcleos de reactores.

2.2. Grupos de trabajo de AZTLAN platform

El desarrollo de AZTLAN platform es un esfuerzo dividido técnicamente en cuatro Grupos de Trabajo (GT) en donde cada grupo es liderado por expertos en el tema de cada una de las instituciones participantes:

- El GT-1 es el encargado del desarrollo, verificación y validación de los códigos neutrónicos y está liderado por la ESFM-IPN.
- En el GT-2 se desarrollan los códigos y herramientas de análisis termohidráulico y termomecánico y está liderado por la UAM Iztapalapa.
- El GT-3 tiene que ver con las técnicas de acoplamiento y análisis de sensibilidad e incertidumbre, está liderado por el ININ.
- Finalmente, el GT-4 está encargado de coordinar los trabajos del Grupo de Usuarios de la plataforma AZTLAN, este grupo está liderado por la UNAM.

Los grupos de trabajo realizan sus actividades de manera coordinada y eficiente.

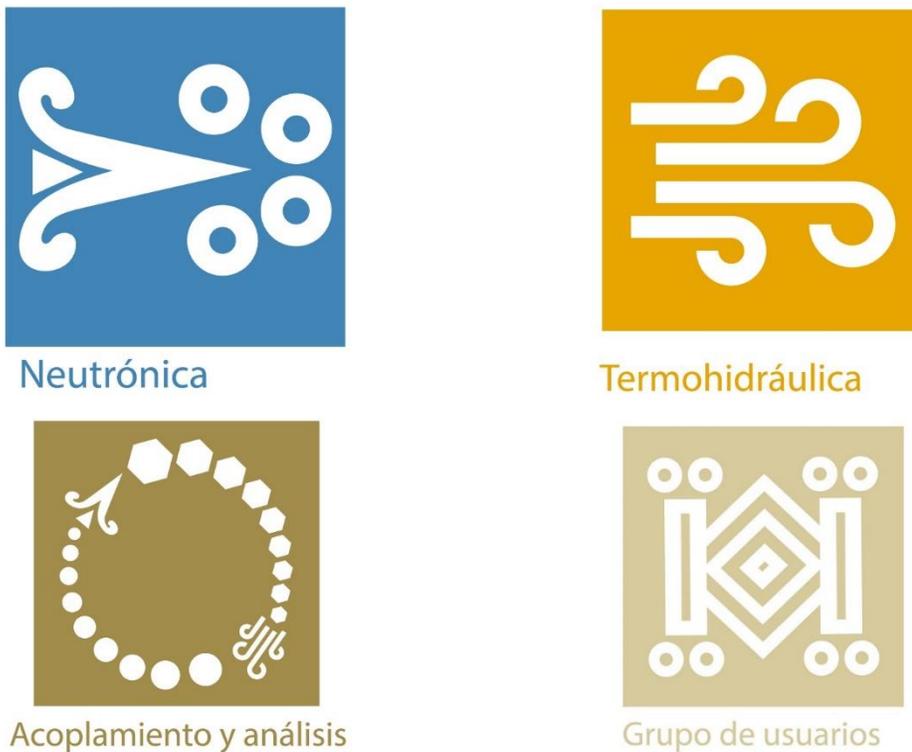
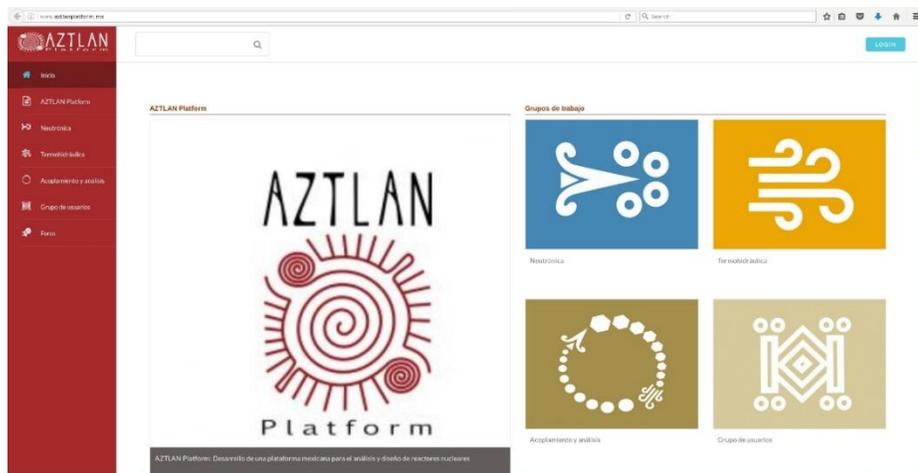


Figura 2. Grupos de trabajo del proyecto AZTLAN platform

2.3. Página web y repositorios de desarrollo y de documentos del proyecto

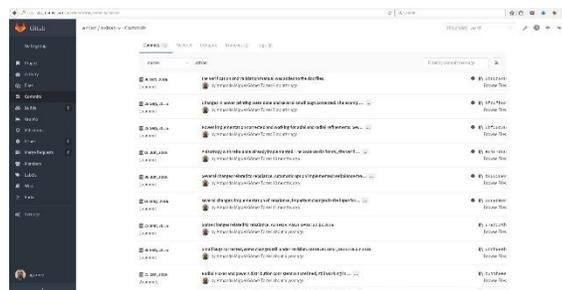
El portal de internet (www.aztlanplatform.mx) contiene la información general sobre el proyecto y también proporciona herramientas para una sana administración del proyecto al ser un repositorio de documentos públicos generados por los participantes del proyecto. De igual forma, se cuenta con un repositorio de documentos privados y administrativos que permite tener un control eficiente de la administración del proyecto. Dicho repositorio, de acceso restringido, está basado en Alfresco. En este repositorio, se pueden encontrar los más recientes avances que han resultado en artículos indexados, artículos presentados en congresos nacionales o internacionales, tesis de licenciatura, maestría y doctorado, cursos y seminarios. De igual forma, para el desarrollo de los códigos de cómputo se hace uso del software GIT, el cual proporciona una herramienta de gestión de repositorios de desarrollo con la que se puede llevar un control detallado del desarrollo y versionamiento de los códigos de la plataforma. De esta manera, se tiene un control total de los desarrollos del proyecto.



(a)



(b)



(c)

Figura 3. Portal oficial de internet (a), uso de repositorios (b) Alfresco para documentos y (c) GIT para el desarrollo eficiente de los códigos fuente

3. RESULTADOS RECIENTES DEL PROYECTO

Los resultados que en estos años ha generado el proyecto AZTLAN, son consecuencia de un trabajo coordinado entre las instituciones participantes con la constante de que todos ellos han contado con la participación de estudiantes de todos los niveles académicos, desde prácticas profesionales, estancias de verano, trabajo social, tesis de licenciatura, maestría y doctorado y estancias posdoctorales.

Los más recientes avances en cada grupo de trabajo se presentan a manera de resumen ejecutivo en las siguientes subsecciones, haciendo referencia a los trabajos que sustentan cada implementación y que corresponden en su mayoría a aportaciones de estudiantes:

3.1. Grupo de Trabajo 1 (GT1): Neutrónica

En el GT1 se desarrollan los códigos neutrónicos de la plataforma. Con base en las múltiples herramientas neutrónicas que se desarrollaron en la ESFM, se hizo una selección de las mejores implementaciones y se les dio una identidad propia como códigos neutrónicos de la plataforma. De esta forma, nacen los códigos neutrónicos: AZTRAN, AZKIND y AZNHEX.

3.1.1. AZtlan Neutron Transport for Reactor ANalysis: AZTRAN

El código de transporte AZTRAN resuelve las ecuaciones de transporte de neutrones en estado estacionario y transitorio, en tres dimensiones. Como resultado de diversos trabajos de maestría y doctorado, se llevaron a cabo una serie de implementaciones que han significado avances significativos en el código AZTRAN. Así, dentro de los más importantes desarrollos realizados al código AZTRAN están los siguientes:

- Desarrollo e Implementación de un Conjunto de Cuadraturas Numéricas de tipo SQN y EQN [4].
- Implementación de la dispersión anisotrópica [5 y 6]
- Implementación de la cinética [7 y 8], con el método directo y cuasi-estático [9]
- Paralelización en grupos de energía y direcciones angulares [10]
- Implementación del método de descomposición de dominios [11]
- Implementación de memoria compartida usando OpenMP [12]
- Paralelización híbrida con MPI-OpenMP [13]
- Verificación y validación del código [14 a 24]

En la Figura 4 se muestra el logo del código AZTRAN junto con algunos resultados de la aceleración conseguida en el código gracias a la implementación del algoritmo de descomposición de dominios para su paralelización.

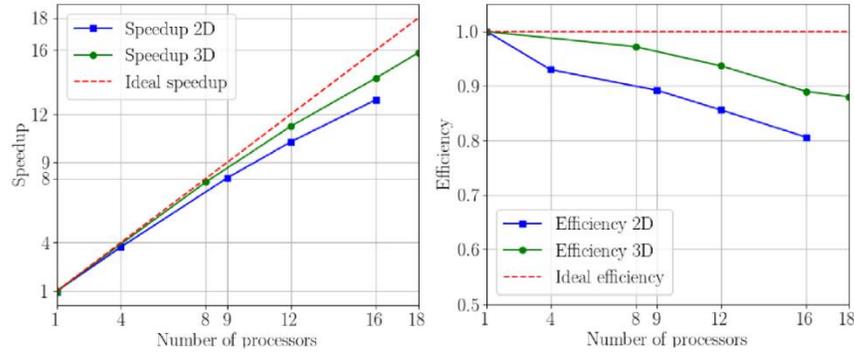


Figura 4. Logotipo de AZTRAN y resultados de la aceleración de la versión paralela

3.1.2. AZtlan KInetics in Neutron Diffusion: AZKIND

AZKIND es un código de difusión en multigrupos que tomó como base dos trabajos de maestría desarrollados en la ESFM [25] y [26]. Los principales desarrollos incluidos en la versión más actualizada del código AZKIND se enlistan a continuación:

- Modernización del código fuente para poder implementar algoritmos paralelos [27]
- Aceleración de AZKIND usando GPUs con la biblioteca PARALUTION [28 y 29]
- Implementación de bibliotecas de secciones eficaces en formato NEMTAB para cálculos acoplados [30]
- Implementación de un módulo termohidráulico en AZKIND para cálculos acoplados en estado estacionario [30 y 31].
- Verificación y validación del código AZKIND [16, 19 y 32].

En la Figura 5 se muestra el logo del código AZKIND junto con una visualización de resultados en el software Salome para el modelo de un reactor de agua en ebullición del tipo BWR-5, similar al de la CNLV.

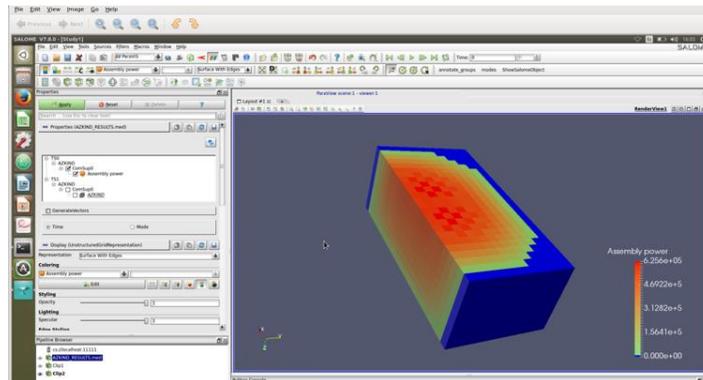


Figura 5. Logotipo de AZKIND y visualización de resultados en la plataforma Salome para un núcleo tipo BWR

3.1.3. AZtlan Nodal HEXagonal: AZNHEX

En el caso del código AZNHEX, el desarrollo original parte de los trabajos [33 y 34], en este caso es un código de difusión de neutrones en geometría hexagonal. Dada la geometría hexagonal utilizada en el diseño de los reactores de espectro neutrónico rápido, las principales implementaciones que se le han hecho al código como parte del proyecto AZTLAN platform están enfocadas en tener una herramienta que permita contribuir internacionalmente al análisis de reactores rápidos. Con esta versión se realizó un amplio proceso de verificación y validación con publicaciones en revistas indexadas, tesis, congresos nacionales y en los más importantes congresos internacionales sobre Reactores Rápidos. Los principales desarrollos asociados con el código AZNHEX son los siguientes:

- Implementación del método numérico de Esféricos Armónicos Simplificado (SPL) [35 y 36].
- Implementación de un módulo de transporte basado en ordenadas discretas [37 y 38].
- Verificación y validación del código AZNHEX [39 a 48].

En la Figura 6, se muestra el logo del código AZNHEX junto con una comparativa de resultados de AZNHEX contra dos de los códigos más importantes a nivel internacional: PARCS y DYN3D.

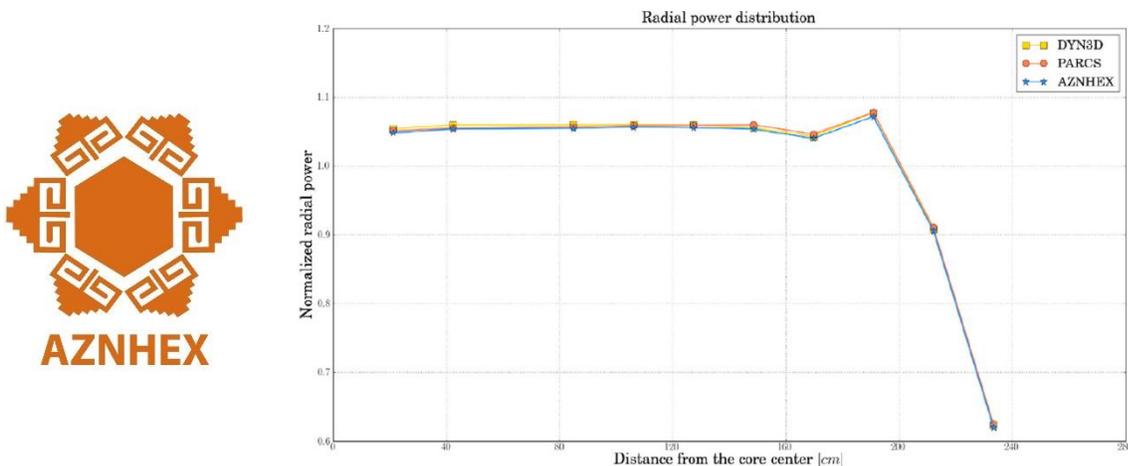


Figura 6. Logotipo de AZNHEX y algunos resultados de AZNHEX comparados contra DYN3D y PARCS

3.2. Grupo de Trabajo 2 (GT2): Termohidráulica

Los avances y resultados principales del GT2 tienen que ver con el análisis del comportamiento termohidráulico de los reactores nucleares (termofluido en el caso de reactores rápidos). El código AZTHECA (AZtlan THERmalhydraulics Core Analysis) [49 y 50] es la base del GT2. Diferentes ejercicios de verificación y validación se han realizado como parte de las actividades del proyecto. Además, se ha demostrado la aplicación del código AZTHECA para realizar análisis de reactores avanzados enfriados a través de mecanismos de circulación natural, entre otros como microreactores y reactores pequeños. Dada la importancia que ha cobrado el desarrollo de las tecnologías de reactores nucleares enfriados con metales líquidos, se desarrolló el módulo AZTHLIM, el cual es una versión de AZTHECA, pero enfocada en metales líquidos (Liquid Metals). AZTHLIM permite el análisis en diferentes condiciones de operación

estacionarias y en estados transitorios, para un canal promedio refrigerado por sodio o por plomo. Se han realizado ejercicios de prueba con reactores rápidos y que se documentan en [52 a 54]. El código AZTHECA para aplicaciones de reactores rápidos enfriados con metales líquidos se ilustra en la Figura 7. El proyecto AZTLAN ha permitido contribuir de manera importante en la parte termomecánica, con aplicaciones y verificaciones con datos experimentales a escala de la microestructura (Figura 8), con modelos teóricos (escalados) de pastillas de combustible sinterizados y diferentes quemados [55].

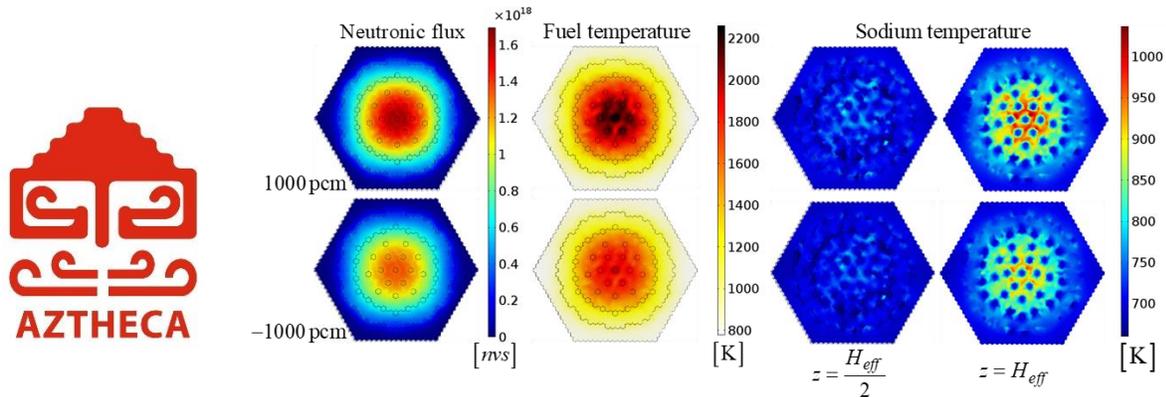


Figura 7. Logotipo de AZTHECA y resultados de simulaciones

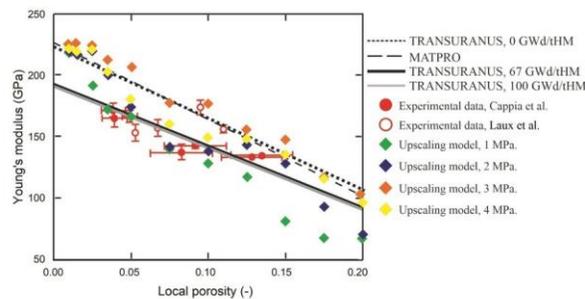
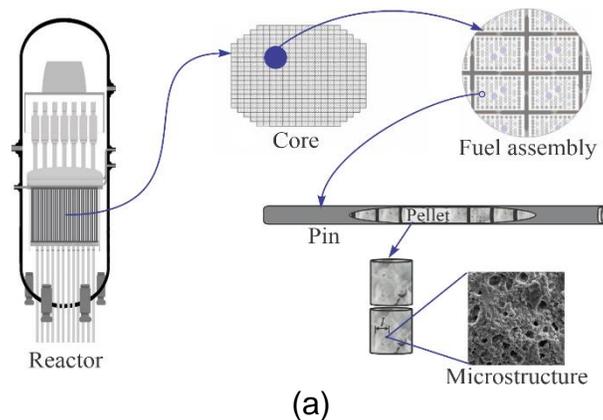


Figura 8. Análisis termomecánico. (a) Microestructura de una pastilla de combustible, y jerarquías de escala y (b) Verificación de resultados

3.3. Grupo de Trabajo 3 (GT3): Acoplamiento y análisis de sensibilidad e incertidumbre

El principal objetivo del GT3 es conjuntar los esfuerzos de los GT1 y GT2 y comunicar a los códigos para que se retroalimenten. Adicionalmente, está encargado de otras actividades relacionadas con análisis de sensibilidad e incertidumbre, así como algunas otras actividades horizontales como las implementaciones de algoritmos de cómputo de alto rendimiento.

En la plataforma AZTLAN, la generación de datos nucleares (Secciones eficaces, XS) se realiza usando el código estocástico SERPENT [56]. La metodología para la generación de XS para la plataforma AZTLAN se publicó en una tesis de maestría de la ESFM [57] y su aplicación se ha demostrado en los trabajos [30, 31 y 58].

Para la plataforma AZTLAN, el intercambio de información se lleva a cabo usando un modelo de intercambio de datos (Data Exchange Model, MED/DEM). Esta implementación, además de definir un protocolo de comunicación, permite hacer visualizaciones de resultados en la plataforma SALOME [2]. En la Figura 9 se muestran resultados de la potencia calculados con el código AZTRAN integrado en SALOME en donde el protocolo de comunicación basado en bibliotecas MED se ha implementado con éxito [59].

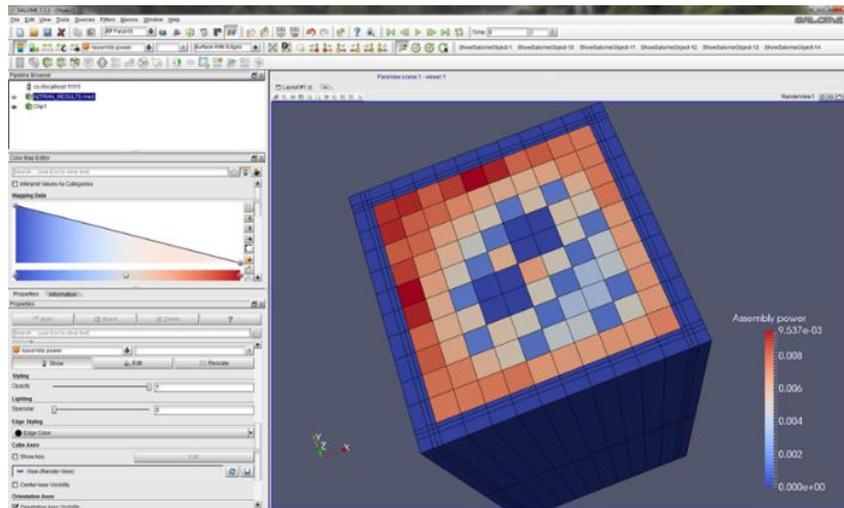


Figura 9. Visualización de resultados de AZTRAN dentro de la plataforma SALOME usando las bibliotecas MED.

3.3.1. Análisis de Sensibilidad e Incertidumbre

Como ya se comentó con anterioridad, es fundamental tener una herramienta que proporcione análisis de sensibilidad e incertidumbre, esenciales en estos tiempos para acompañar a los cálculos de mejor estimación. Es por eso que se ha desarrollado el código AZTUSIA [60 y 61] (AZtlan Tool for Uncertainty and SensItivity Analysis) para proporcionar estas capacidades a los códigos de la plataforma y cumplir con los requisitos de licencia para preparar las herramientas desarrolladas para cálculos de mejor estimación. El desarrollo de este código ha demostrado la suficiente flexibilidad para ser acoplado no sólo a los desarrollos de la plataforma AZTLAN, sino que se ha empezado a usar acoplado a otras herramientas e incluso a nivel internacional. Todo el desarrollo del código AZTUSIA comenzó con una tesis de maestría en la ESFM [62] que fue de

la mano con una cooperación con el Instituto Tecnológico de Karlsruhe en Alemania y la Universidad Politécnica de Madrid [63] y culminó con una tesis de doctorado de la ESFM [64]. En la Figura 10 se muestra el logotipo de AZTUSIA junto con una matriz de dispersión que muestra el impacto de diferentes variables inciertas en el límite térmico MCPR.

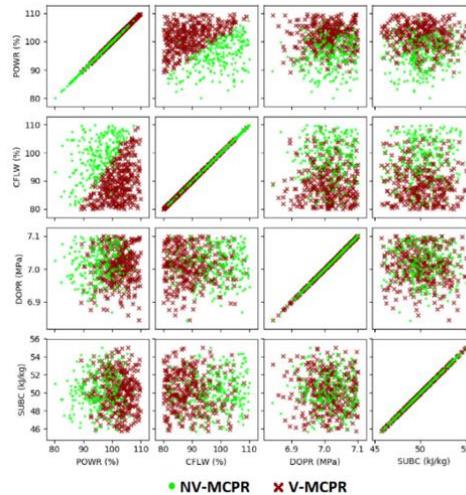
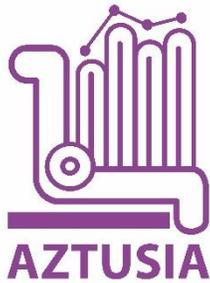


Figura 10. Logotipo de AZTUSIA y gráficas de dispersión para un transitorio en función del límite térmico MCPR

3.4. Grupo de Trabajo 4 (GT4): Grupo de usuarios

El grupo de usuarios ha definido un conjunto de ejercicios de prueba, y ha realizado los cálculos y los análisis, para demostrar la veracidad, robustez y confiabilidad de los códigos neutrónicos de la plataforma AZTLAN. Dentro de los ejercicios de verificación y validación llevados a cabo por este grupo de trabajo se encuentran las siguientes referencias: [16, 19, 20, 41 y 68].

Adicionalmente, el GT4 coordinó los desarrollos relacionados con la solución a las ecuaciones de Bateman para poder contar a futuro con un módulo de quemado para los códigos de la plataforma AZTLAN. Los principales resultados se presentaron en la tesis doctoral [65] y se publicaron recientemente en [66, 67].

Otra de las tareas del GT4 es la organización de la reunión de Grupo de Usuarios, en donde se contó, ya sea de manera presencial (al inicio del proyecto) y de manera virtual en las etapas finales del proyecto, con la participación de todos los miembros y usuarios potenciales de los códigos en desarrollo. En las Figuras 11 y 12 se muestran respectivamente algunas fotos de reuniones presenciales y virtuales del Grupo de Usuarios de la plataforma AZTLAN.



Figura 11. Sesión general de la segunda reunión presencial del Grupo de Usuarios

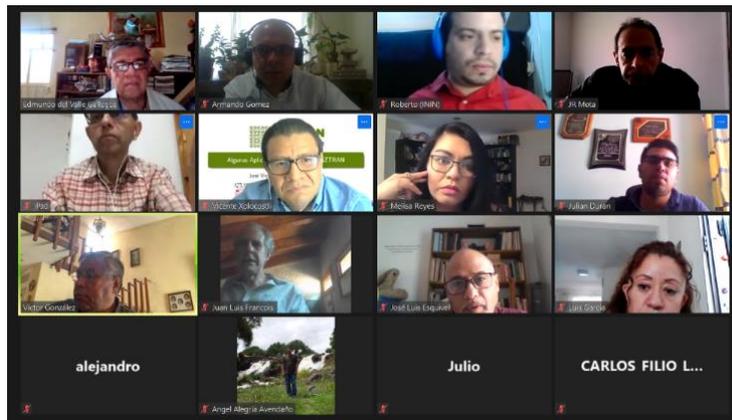


Figura 12. Reunión virtual entre el equipo de desarrollo de AZTLAN y miembros de la CNSNS

4. CONCLUSIONES

Como se ha puesto de manifiesto a lo largo de este trabajo, la participación de las universidades es un pilar fundamental del proyecto AZTLAN platform. Su importante contribución al proyecto ha resultado en múltiples artículos indexados, tesis y publicaciones en congresos nacionales e internacionales en las que profesores y estudiantes, coordinados por investigadores, han participado como autores o coautores y entre las que se cuentan a la fecha las siguientes:

- 6 códigos en desarrollo: 3 neutrónicos, 2 termohidráulicos y uno de análisis de sensibilidad e incertidumbre.
- 20 artículos en revistas indexadas.
- 41 trabajos publicados en congresos nacionales.
- 25 trabajos publicados en congresos internacionales.

- 6 tesis de licenciatura concluidas y una más en proceso.
- 11 tesis de maestría concluidas y 3 en proceso.
- 7 tesis de doctorado: 3 concluidas y 4 en proceso.
- 3 capítulos de libro.
- Más de 50 informes técnicos.
- Convenios de colaboración con instituciones internacionales.
- Apertura de nuevas líneas de investigación.

Además de que las publicaciones de dos estudiantes del doctorado han obtenido el premio a la publicación del año que otorga la Sección Latinoamericana de la American Nuclear Society, en los años 2017 y 2021.

Con lo previamente mencionado, se puede concluir que proyectos de la envergadura del presente, contribuyen de manera significativa a la formación de recursos humanos altamente capacitados para hacer frente a una posible expansión del programa nuclear mexicano.

AGRADECIMIENTOS

El ININ agradece al Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER–CONACYT por el apoyo recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform).

REFERENCIAS

1. D.G. Cacuci, J.M. Aragonés, D. Bestion, P. Coddington, L. Dada, and C. Chauliac, 2006. NURESIM: A European Platform for Nuclear Reactor Simulation, Proceedings of FISA, Conference on EU Research and Training in Reactor Systems, Luxembourg.
2. V. Bergeaud and M. Tajchman, 2007. Application of the SALOME software architecture to Nuclear Reactor Research, SpringSim Vol. 1, p. 383-387.
3. CASL: Consortium for Advanced Simulation of LWR, 2021. Recuperado de: <https://casl.gov/>
4. Mario Chepe Pérez, J. Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2015. Desarrollo e Implementación de un Conjunto de Cuadraturas Numéricas de tipo SQN y EQN en el Código de Transporte AZTRAN, XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de Julio de 2015.
5. Mario Chepe Pérez, J. Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2016. Solución de la Ecuación de Transporte con Dispersión Anisotrópica en un Ensamble tipo BWR Usando el Código AZTRAN, XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Villahermosa, Tabasco, México, del 3 al 6 de Julio de 2016.
6. Vicente Xolocostli, Edmundo del Valle, Samuel Vargas y Armando Gómez, 2017. Análisis de los Efectos de la Anisotropía con el Código AZTRAN, XXVIII Congreso Anual SNM / 2017 LAS/ANS Symposium, Ciudad de México, del 18 al 21 de junio de 2017.
7. Julian A. Duran Gonzalez, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2016. Metodología en la implementación de la cinética en el código de transporte AZTRAN, XXI Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas, ESFM/IPN, México 2016.

8. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2017. Implementación de la Cinética en el Código de Transporte AZTRAN, XXVIII Congreso Anual SNM / 2017 LAS/ANS Symposium, Ciudad de México, del 18 al 21 de junio de 2017.
9. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2017. Comparación del método directo y cuasi-estático para cálculos cinéticos de neutrones usando el código AZTRAN, XXII Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas, agosto 2017.
10. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos, Armando M. Gómez Torres, Alejandro Campos Muñoz y Juan Carmona Lemus, 2018. Paralelización, en Grupos de Energía y Direcciones Angulares en el Código AZTRAN usando MPI, XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018.
11. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2019. Implementación del Método de Descomposición en Dominios en AZTRAN, XXX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Monterrey, Nuevo León, del 4 al 7 de agosto de 2019.
12. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2019. Aplicación de memoria compartida en el código AZTRAN usando OpenMP, 24º Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas, Escuela Superior de Física y Matemáticas del IPN, del 28 al 30 de agosto de 2019.
13. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando Miguel Gómez Torres, 2020. Paralelización híbrida (MPI-OpenMP) en el código de transporte AZTRAN, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Primer Congreso Virtual, 16 y 17 de noviembre, 2020.
14. Julian Duran-Gonzalez, Edmundo del Valle-Gallegos, Melisa Reyes-Fuentes, Armando Gomez-Torres, and Vicente Xolocostli-Munguía, 2021. Development, verification, and validation of the parallel transport code AZTRAN. *Progress in Nuclear Energy*, 137 (2021) 103792. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103792>
15. José Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2021. Comparativa de AZTRAN con SERPENT en el Análisis de Ensamblés tipo BWR, XXXII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana - 2021 LAS/ANS Symposium, Cancún, Quintana Roo, México, del 4 al 7 de julio de 2021.
16. Guillermo Elías Bastida Ortiz, Julio Amhed Vallejo Quintero, Juan Galicia Aragón, Juan Luis François, Andrés Rodríguez Hernández, Armando Miguel Gómez Torres, and Edmundo del Valle Gallegos, 2017. AZTRAN and AZKIND verification with a BWR study case. American Nuclear Society Annual Meeting. San Francisco, CA, June 11-15, 2017.
17. José Vicente Xolocostli Munguía, Alejandro Campos Muñoz, Armando M. Gómez Torres, Arturo Delfín Loya y Edmundo del Valle Gallegos, 2018. Validación del Código AZTRAN con CASMO-4, XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018.
18. Víctor Jaramillo, Vicente Xolocostli, Samuel Vargas, Guillermo Ibarra, Edmundo del Valle y Armando Gómez, 2016. Verificación y documentación de problemas Benchmark para el código AZTRAN, XXVI Congreso Técnico Científico ININ-SUTIN del 5 al 7 de diciembre de 2016 en el Centro Nuclear Dr. Nabor Carrillo Flores.
19. Guillermo Elías Bastida Ortiz, Julio Amhed Vallejo Quintero, Juan Galicia Aragón, Juan Luis François Lacouture, José Vicente Xolocostli Munguía, Andrés Rodríguez Hernández y Armando Miguel Gómez Torres, 2016. Análisis de resultados de los códigos AZTRAN y AZKIND para un BWR, XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XV

Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Villahermosa, Tabasco, México, del 3 al 6 de Julio de 2016.

20. Julio Amhed Vallejo Quintero, Guillermo Elías Bastida Ortiz, Juan Luis François Lacouture, José Vicente Xolocostli Munguía y Armando Miguel Gómez Torres, 2016. Validación del código AZTRAN 1.1 con problemas Benchmark de reactores LWR, XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Villahermosa, Tabasco, México, del 3 al 6 de Julio de 2016.
21. Guillermo Ibarra Reyes, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2015. Modelado de Celdas de Combustible Nucleares Heterogéneas Usando el Módulo AZTRAN, XX Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas, ESFM/IPN, México 2015.
22. G. Ibarra Reyes, S. Vargas Escamilla, A. M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2014. Cálculos de Celdas de Combustible Nuclear usando el módulo AZTRAN, XXIV Congreso Técnico Científico ININ-SUTIN, 2 – 4 de diciembre de 2014, Ocoyoacac, México.
23. Julian Arturo Duran Gonzalez, 2022. Development of an Upgraded Version of AZTRAN: A 3D Parallel Sn Transport Code for Light Water Reactor Analysis, Tesis de doctorado. Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
24. Julian A. Duran Gonzalez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2021. AZTRAN: un código de transporte de neutrones paralelo dependiente del tiempo, 26 Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas, Escuela Superior de Física y Matemáticas del IPN, agosto de 2021, ISSN: 2594-1011.
25. Andrés Rodríguez-Hernández, 2002. Solution of the Nuclear Reactor Kinetics Equations in 3D using the Nodal Method RTN-0, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
26. Armando Salas-Cuevas, 1995. Numerical Solution of the Neutrons Diffusion Equations, in XYZ using the Nodal Method RTN-0, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
27. Andrés Rodríguez Hernández, Armando M. Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos, 2014. Avances en la modernización y paralelización del código de cinética de difusión de neutrones AZKIND, XXIV Congreso Técnico Científico ININ-SUTIN, 2 – 4 de Diciembre de 2014, Ocoyoacac, México.
28. Andrés Rodríguez-Hernandez, Armando M. Gómez-Torres, Edmundo del Valle-Gallegos, Javier Jimenez-Escalante, Nico Trost, and Victor H. Sanchez-Espinoza, 2016. Accelerating AZKIND Simulations of Light Water Nuclear Reactor Cores Using PARALUTION on GPU. High Performance Computer Applications, 6th International Conference, ISUM 2015 Mexico City, Mexico, Communications in Computer and Information Science, Eds (I. Gitler and J. Klapp), Springer (2016).
29. Andrés Rodríguez Hernández, Armando Miguel Gómez Torres, and Edmundo del Valle Gallegos, 2017. HPC implementation in the time-dependent neutron diffusion code AZKIND, Annals of Nuclear Energy 99 (2017) 174–182.
30. Andrés Rodríguez Hernández, Daniel Ramos Velázquez, and Armando Gómez Torres, Miguel Ceceñas Falcón, Edmundo del Valle Gallegos, 2019. Implementation of a thermal-hydraulic module in AZKIND for steady-state coupled calculations, XXX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Monterrey, Nuevo León, del 4 al 7 de agosto de 2019.
31. Daniel Ramos Velázquez, 2019. Análisis de los efectos de retroalimentación neutrónica termohidráulica en un reactor nuclear usando los códigos de la plataforma AZTLAN, Tesis de licenciatura, Facultad de Química, UNAM, México.

32. Andrés Rodríguez Hernández, 2022. AZKIND: High Performance Computing Code Based on 3D Neutron Diffusion for Analysis and Simulation of Light Water Nuclear Reactors, Tesis de doctorado (en proceso), Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
33. Jaime Esquivel Estrada, 2015. Métodos Nodales Aplicados a la Ecuación de Difusión de Neutrones Dependiente del Tiempo en Geometría Hexagonal-Z, Tesis de Maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
34. Jaime Esquivel Estrada, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2014. Solución de la ecuación de difusión de neutrones en geometría hexagonal-Z, utilizando el código AZNHEX, XXIV Congreso Técnico Científico ININ-SUTIN, 2 – 4 de Diciembre de 2014, Ocoyoacac, México.
35. Guillermo Muñoz Peña, Edmundo del Valle Gallegos y Armando Miguel Gómez Torres, 2020. Implementación de la aproximación SPL en AZNHEX, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Primer Congreso Virtual, 16 y 17 de noviembre, 2020.
36. Guillermo Muñoz Peña, 2020. Desarrollo y aplicación de la aproximación SPL en los códigos AZKIND y AZNHEX de la Plataforma AZTLAN, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
37. Alejandro Campos Muñoz, Edmundo del Valle Gallegos, Armando Miguel Gómez Torres, 2020. Módulo de Transporte Basado en Ordenadas Discretas para el código AZNHEX, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Primer Congreso Virtual, 16 y 17 de noviembre, 2020.
38. Alejandro Campos Muñoz, 2021. Development of a 3-D neutron transport solver for AZNHEX code, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
39. Lucero Arriaga-Ramirez, Roberto Lopez-Solis, Armando Gomez-Torres, and Edmundo del-Valle-Gallegos, 2019. Validation Exercise of the Domestic Code AZNHEX through Implementation of Macroscopic Neutron Cross-Sections Generated by SERPENT, XXX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Monterrey, Nuevo León, del 4 al 7 de agosto de 2019.
40. Juan Galicia Aragón; Roberto Carlos López Solís; Armando Miguel Gómez Torres, Edmundo del Valle Gallegos; Lucero Arriaga Ramirez, Augusto Hernández Solís; Hirepan Palomares Chávez, and Xingkai Huo, 2020. A Verification Exercise for the AZNHEX Code Using the CEFR Neutronics Benchmark and the OpenMC and INSTANT Codes, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Primer Congreso Virtual, 16 y 17 de noviembre, 2020.
41. Juan Galicia-Aragón, Juan Luis François Lacouture, Guillermo Elías Bastida Ortiz, Edmundo del Valle Gallegos, and Armando Gómez-Torres, 2017. Fast Reactor Core Analysis Using AZNHEX Neutron Diffusion Code. American Nuclear Society Annual Meeting. San Francisco, CA, June 11-15, 2017.
42. Edmundo del Valle Gallegos, Roberto Carlos Lopez Solis, Lucero Arriaga Ramirez, Armando Gomez Torres, and Federico Puente Espel, 2017. Solution of the OECD/NEA SFR Benchmark with the Mexican neutron diffusion code AZNHEX, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, June 26-29, (2017).
43. Armando Gomez Torres, Edmundo del Valle Gallegos, Lucero Arriaga Ramirez, Roberto Carlos Lopez Solis, Federico Puente Espel, Emil Fridman, and Sören Kliem, 2017. Verification of the neutron diffusion code AZNHEX by means of the Serpent-DYN3D and Serpent-PARCS solution of the OECD/NEA SFR Benchmark, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, June 26-29, (2017).

44. Roberto Lopez-Solis, Juan Galicia-Aragon, Armando Gomez-Torres, Edmundo del Valle-Gallegos, and Guillermo Muñoz-Peña, 2021. A Study on the Effect of Different Evaluated Cross Section Data Libraries for the Analysis of the CEFR Fast Reactor, XXXII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana - 2021 LAS/ANS Symposium, Cancún, Quintana Roo, México, del 4 al 7 de julio de 2021.
45. Edmundo del Valle Gallegos, Roberto Lopez Solis, Lucero Arriaga Ramirez, Armando Gomez Torres, and Federico Puente Espel, 2018. Verification of the multi-group diffusion code AZNHEX using the OECD/NEA UAM Sodium Fast Reactor Benchmark, *Annals of Nuclear Energy* 114C (2018) 592-602.
46. Guillermo Muñoz Peña, Edmundo del Valle Gallegos, and Armando Gómez-Torres, 2021. Canonical implementation of Simplified Spherical Harmonics (SPL) in the neutron diffusion code AZNHEX. *ASME J of Nuclear Rad Sci.* Jul 2021, 7(3): 031502 (11 pages). <https://doi.org/10.1115/1.4049277>
47. Alejandro Campos Muñoz, 2018. Efecto de celda infinita y macro-celda en la generación de secciones eficaces para reactores rápidos usando Serpent y AZNHEX, Tesis de licenciatura, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
48. Lucero Arriaga Ramírez, 2015. Modelación y análisis de un reactor avanzado usando SERPENT y AZNHEX, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
49. Sergio Quezada García, Gilberto Espinosa Paredes, Javier Centeno Pérez y Heriberto Sánchez Mora, 2017. Código AZTHECA, XXVIII Congreso Anual SNM / 2017 LAS/ANS Symposium, Ciudad de México, del 18 al 21 de junio de 2017.
50. Zaira I. Jiménez-Balbuena, José A. Meza-Andrade, Miguel I. Sánchez-Romero, Alejandría D. Pérez-Valseca, Gilberto Espinosa-Paredes y Armando M. Gómez-Torres, 2018. Documentación del código AZTHECA usando la herramienta DOXYGEN, XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018.
51. G. Espinosa Paredes, J.L. François, H. Sánchez Mora, D. Pérez Valseca, and C. Martín del Campo, 2017. Study on the temperature distributions in fuel assemblies of lead cooled fast reactors. *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, 2017 Vol.11 No.2, pp.183 – 203.
52. A. D. Pérez Valseca, G. Espinosa Paredes, J.L. François, A. Vázquez, and C. Martín del Campo, 2017. Stand alone core sensitivity and uncertainty analysis of ALFRED from Monte Carlo simulations. *Annals in Nuclear Energy* (108) 113 125 (2017).
53. Alejandría-D. Pérez-Valseca, Sergio Quezada-García, Armando-M. Gómez-Torres, Alejandro Vázquez-Rodríguez, and Gilberto Espinosa-Paredes, 2019. Reactor behavior comparisons for two liquid metal-cooled fast reactors during an event of loss of coolant. *Case Studies in Thermal Engineering* 16 (2019) 100556.
54. Pérez-Valseca, A. D., Espinosa-Paredes, G., Aguilar-Madera, C. G., Herrera-Hernández, E. C., & Gómez-Torres, A. M. (2022). Upscaling and downscaling the heat transfer process coupled with neutronic reflected core for sodium-cooled fast nuclear reactor. *International Journal of Heat and Mass Transfer* 189, 122713.
55. Centeno-Pérez, J., Aguilar-Madera, C. G., Espinosa-Paredes, G., Herrera-Hernández, E. C., & Pérez-Valseca, A. D. (2022). Upscaled elasticity modulus for nuclear fuel pellet (UO₂) with porosity effects. *Journal of Nuclear Materials* 568, 153875.
56. J. Leppanen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho, 2015. The Serpent Monte Carlo code: status, development and applications. *Ann. Nucl. Energy* 82, 142–150. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>.

57. Miguel Ángel Barrera Chávez, 2017. Generación de una biblioteca de secciones eficaces usando SERPENT, para la simulación de un reactor BWR. Tesis de Maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
58. Miguel Ángel Barrera Chávez, Edmundo del Valle Gallegos y Armando M. Gómez Torres, 2016. Simulación 3D de un Ciclo de Operación del Núcleo de un BWR usando SERPENT, XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Villahermosa, Tabasco, México, del 3 al 6 de Julio de 2016.
59. Armando Gómez Torres, Vicente Xolocostli Munguía, Julian Arturo Duran Gonzalez, y Edmundo del Valle Gallegos, 2018. Avances en el Post-procesamiento de los Códigos de la Plataforma AZTLAN, XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018.
60. Melisa Reyes-Fuentes, Edmundo del-Valle-Gallegos, Julian Duran-Gonzalez, Javier Ortíz-Villafuerte, Rogelio Castillo-Durán, Armando Gómez-Torres, and César Queral, 2021. AZTUSIA: A new application software for Uncertainty and Sensitivity analysis for nuclear reactors. *Reliability Engineering and System Safety* 209 (2021) 107441.
61. Melisa del Carmen Reyes Fuentes, Edmundo del Valle Gallegos, and Armando Miguel Gómez Torres, 2020. AZTUSIA: AZtlan Tool for Uncertainty and SensItivity Analysis, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Primer Congreso Virtual, 16 y 17 de noviembre, 2020.
62. Melisa del Carmen Reyes Fuentes, 2015. Implementation of a methodology to perform the uncertainty and sensitivity analysis of the control rod drop in a BWR, Tesis de maestría, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
63. Melisa del C. Reyes Fuentes, Edmundo del Valle Gallegos, Armando M. Gómez Torres, y Víctor Sánchez Espinoza, 2015. Metodología para Realizar un Análisis de Sensibilidad e Incertidumbre para las Secciones Eficaces Usando un Modelo Acoplado TRACE-PARCS, XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de Julio de 2015.
64. Melisa del Carmen Reyes Fuentes, 2022. Development and application of a tool for the sensitivity and uncertainty analysis, Tesis de doctorado, 13/09/2022. Instituto Politécnico Nacional, ESFM, México.
65. Carlos Antonio Cruz López, 2020. Contribution to the solution of the Bateman equations for Isotopes transmutation in fission nuclear reactors, Tesis de Doctorado, Universidad Nacional Autónoma de México, México.
66. Carlos Antonio Cruz López, Juan Luis François, 2020. Two alternative approaches to the solution of cyclic chains in transmutation and decay problems, *Computer Physics Communications* 254 (2020) 107225.
67. Carlos-Antonio Cruz-López, Juan-Luis François. An alternative algorithm for the linearization process of transmutation and decay networks. *Computer Physics Communications*. Vol. 231, pp. 122-139, 2018.
68. Juan Galicia-Aragón, Juan-Luis François, Guillermo E. Bastida-Ortiz, Cecilia Martín-del-Campo, Julio A. Vallejo-Quintero, Edmundo del-Valle-Gallegos. Initial verification of AZNHEX hexagonal-z neutron diffusion code with MCNP6 for two different study cases. *Progress in Nuclear Energy*. Vol. 106, pp. 284-292, 2018.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica IX

Protección y Seguridad Radiológica

Vidrios de óxidos metálicos; análisis de sus propiedades mecánicas y de blindaje de energía ionizante con los programas XCOM y Phy-X/PSD

Stephanie Reyes-Luévano^a, J Rafael Molina-Contreras^a

^a Depto. de Posgrado e Investigación, Instituto Tecnológico de Aguascalientes, Av. Adolfo López Mateos #1801, Ote Fracc, Bona Gens, Aguascalientes, Ags., 20256, MÉXICO.
rl.stephanie3@gmail.com; jrmolinacont@gmail.com

Resumen

Este trabajo presenta un estudio sobre las características de atenuación de energías ionizantes y elásticas de cuatro mezclas de vidrios (**VM₁**, **VM₂**, **VM₃** y **VM₄**), conformadas por diferentes concentraciones molares de: Li₂O, Ta₂O₅, Nb₂O₅, ZrO₂ y SiO₂. Se utilizó el programa Phy-X/PSD para el cálculo de parámetros relevantes de blindaje. Además, las características de atenuación obtenidas se corroboraron con el uso del programa XCOM. Estos parámetros incluyen coeficientes de atenuación lineal (μ) y de masa (μ_m), capas de valor medio (HVL), número atómico efectivo (Zeff), entre otros. Conjuntamente, Se empleó un análisis teórico basado en la teoría de Makishima-Mackenzie (MM) para obtener los módulos elásticos de las muestras de vidrio. De acuerdo con los resultados de absorción de energía ionizante, el orden en el desempeño como blindaje de los sistemas de vidrios es el siguiente; **VM₁** > **VM₂** > **VM₃** > **VM₄**. En general, las cuatro mezclas de vidrios evaluadas tienen una buena capacidad de atenuación y, por lo tanto, pueden considerarse como materiales candidatos para la protección contra rayos X de las salas de radiología. La adición de óxido de niobio (V) (Nb₂O₅) a la serie de vidrios, no mejoró las propiedades de atenuación porque se produjo una disminución en los coeficientes de atenuación másica y lineal de las pruebas, además se incrementaron los valores de HVL y por el contrario los valores de Zeff disminuyeron. En cambio, la muestra que tiene una mayor densidad (**VM₁**) y la más alta concentración de Ta₂O₅, presenta mejores características de blindaje. Los resultados de este estudio muestran que los vidrios de alta densidad tienen un efecto positivo en la protección contra la radiación ionizante. Al mismo tiempo, se corrobora que los óxidos de tántalo (Ta₂O₅) son candidatos prometedores para el desarrollo de materiales de blindaje de energía fotónica libres de plomo. Referente a las características mecánicas de los sistemas de vidrios, hay poca variación en los valores de los módulos elásticos (E, S, K y L) por los cambios en su composición. Por ejemplo, se observó un pequeño incremento en el módulo de Young de 81.35 a 83.597 GPa para **VM₁** y **VM₄** respectivamente, lo anterior puede ser atribuido a la reducción de la densidad en las mezclas de vidrios. Por otro lado, la dureza (H) de las muestras disminuyó con la adición de Nb₂O₅, además, su conectividad del enlace fractal (d) es de 3, lo que significa que el conjunto de vidrios presenta una estructura en capas 3D.

1. INTRODUCCIÓN

El uso de energía radiactiva puede mejorar la vida de las personas en diferentes aspectos, por ejemplo, en el tratamiento de tumores cancerígenos, producción de energía y materiales, entre otros, sin embargo, el nivel de exposición no debe sobrepasar los límites establecidos por las normas. La sobreexposición a energías ionizantes puede afectar la salud humana y generar efectos deterministas (reacciones perjudiciales a los tejidos) y efectos estocásticos (cáncer o daños en el ADN). Por lo mencionado anteriormente, el nivel de exposición a rayos X o gamma debe cumplir con ciertos requisitos que se están volviendo cada vez más estrictos, considerando la aplicación del principio ALARA (tan bajo como sea razonablemente posible) [1]. De acuerdo con la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), el límite de exposición se fija en una dosis efectiva de 20 mSv/año para los trabajadores radiológicos. Para la población en general, se fijan límites más bajos y se recomienda evitar dosis equivalentes superiores a los 5 mSv (0.5 rem) /año. Para obtener un blindaje y protección adecuados contra la radiación, existen tres métodos generales que incluyen minimizar el tiempo de exposición, maximizar la distancia de la fuente de radiación y usar un blindaje apropiado entre las personas y la fuente de radiación [2]. Por ejemplo, en la Figura 1 se observa la configuración para la medición de la atenuación de energía fotónica. En la actualidad la mayoría de los blindajes están fabricados de plomo (Pb), sin embargo, el plomo es un compuesto con bajo punto de fusión ($327.5\text{ }^{\circ}\text{C}$), escasa resistencia mecánica, tóxico, ecotóxico y de elevado peso. Además, el Pb es un material opaco, lo que dificulta que sea utilizado en el desarrollo de caretas o protección para los ojos. Por lo tanto, es necesario desarrollar un nuevo tipo de materiales protectores que no contengan Pb. Para este propósito, es importante diseñar nuevos materiales de blindaje que tengan alta densidad, buena resistencia mecánica, baja abrasión química, alta transparencia, alta temperatura de fusión y bajo costo.

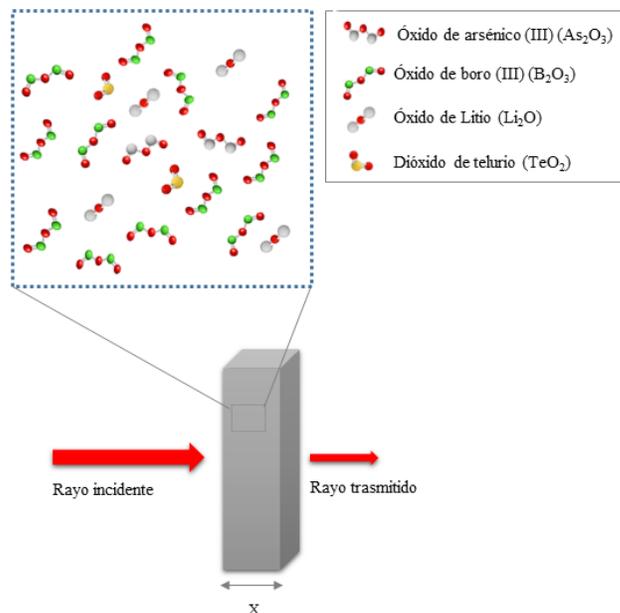


Figura 1. Proceso de atenuación de energía ionizante. El material de blindaje está conformado por $\text{TeO}_2\text{-As}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3\text{-Li}_2\text{O}$.

En la literatura, se han llevado a cabo un gran número de estudios para producir y desarrollar materiales de blindaje que tengan las propiedades tribológicas antes mencionadas. Por ejemplo, Sayyed *et al.* (2020) estudiaron las propiedades estructurales y de atenuación de neutrones del polietileno de alto peso molecular (UHMWPE) reforzado con material compuesto de trióxido de molibdeno (MoO_3). Se observó que la adición de MoO_3 al UHMWPE mejora el blindaje de neutrones. Referente a la caracterización de materiales naturales y artificiales para la absorción de energía electromagnética de alta velocidad, se pueden mencionar los siguientes estudios; [3] determinaron las propiedades de blindaje de bloques de concreto utilizados en la industria de la construcción en México, los resultados obtenidos muestran que tienen coeficientes de atenuación de fotones similares a los del concreto Portland y mejores características que el yeso. [4] señalaron que los ladrillos artesanales tienen buenas capacidades de protección para fotones por debajo de 50 keV. [5] reportaron las capacidades de blindaje de las canteras Zacatecanas contra fotones ionizantes para un conjunto de energías de fotones relacionados con los rayos X utilizados en el diagnóstico por imágenes y el tratamiento del cáncer. Otros de los materiales para la construcción analizados para controlar la exposición a energías ionizantes son los cerámicos y porcelanitos [6] [7], además del mármol [8] [9].

Conjuntamente, los materiales como los vidrios de óxidos metálicos pueden ser una buena opción para el blindaje de energía electromagnética de alta velocidad mediante la adición de nanocompositos que funcionan como centros de atenuación [1] [10]. Es importante mencionar que el vidrio se encuentra entre los materiales más prometedores que han demostrado su eficacia en la protección contra la radiación [1]. Esto se debe a sus importantes propiedades físicas, como alta transparencia, facilidad de preparación, bajo costo de fabricación, alta densidad y la capacidad de controlar su densidad y número atómico efectivo mediante la incorporación de ciertos elementos pesados. Uno de los estudios más actuales del uso de vidrios como atenuadores de energía fotónica es el realizado por [11], donde se investigaron los efectos del Bi_2O_3 en las propiedades mecánicas y de protección contra la radiación del sistema de vidrio $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-ZnO-TiO}_2\text{-Na}_2\text{O-TeO}_2$. Otro trabajo análogo es el realizado por [12]; investigaron las propiedades mecánicas y de protección contra la radiación de un sistema de vidrio de óxidos de silicato, bismuto, zinc y litio. Los resultados de este estudio muestran que los vidrios de alta densidad tienen un efecto positivo en la protección contra la radiación ionizante.

Por lo mencionado anteriormente, en este trabajo de investigación se realizó la evaluación de cuatro mezclas de vidrios de óxidos metálicos libres de plomo con los programas Phy-X/PSD y XCOM, para la obtención de las características de blindaje de atenuación de energía ionizante en el rango de 0.015- 100 MeV. Las propiedades mecánicas de los materiales de blindaje se determinaron con el método de Makishima-Mackenzie.

2. METODOLOGÍA

En este estudio se realizó una comparación entre el desempeño mezclas de vidrios como atenuadores de energía ionizante. Las mezclas están conformadas por diferentes concentraciones de Li_2O , Ta_2O_5 , Nb_2O_5 , ZrO_2 y SiO_2 . El sistema de vidrios fue investigado para analizar su estructura y propiedades eléctricas. En la Tabla I se observan los valores de la caracterización de los vidrios. Se analizaron cuatro pruebas distintas, la variación entre cada una fue la concentración de sus componentes, y se nombraron como VM_i , donde el subíndice i corresponde al número de muestra. Los vidrios fueron preparados por [13], mediante una técnica convencional de enfriamiento rápido en fusión, en la que el Ta_2O_5 se reemplazó parcialmente de forma gradual por

óxido de niobio (V) (Nb_2O_5) con diferentes concentraciones molares. Las mezclas anteriores se seleccionaron porque contienen óxidos de tántalo (Ta_2O_5); son de los compuestos más utilizados para dopar o como relleno de materiales de blindaje debido a su elevada densidad, además el comportamiento de sus índices de atenuación es similar al plomo [1].

Tabla I. Composición molar, densidad y volumen molar de la serie de vidrios.

Prueba	Composición (% Mol)					Densidad (g/cm ³)	Volumen molar (cm ³ /mol)
	Li ₂ O	Ta ₂ O ₅	Nb ₂ O ₅	ZrO ₂	SiO ₂		
VM₁	26.47	20.59	0	5.88	47.06	4.264	133.944
VM₂	26.47	17.65	2.94	5.88	47.06	4.066	135.062
VM₃	26.47	14.71	5.88	5.88	47.06	3.955	133.307
VM₄	26.47	8.82	11.77	5.88	47.06	3.669	131.703

Información consultada en:[13].

Por otra parte, para realizar la evaluación de las propiedades de atenuación de los vidrios, existen diferentes cantidades físicas que deben determinarse cuando se estudian las características de protección radiológica de cualquier material, lo que se lleva a cabo de varias maneras, una de las más importantes es la simulación, en este estudio, se utilizó el programa Phy-X/PSD para el cálculo de parámetros relevantes de blindaje. Además, las características de atenuación obtenidas se corroboraron con el uso del programa XCOM. Estos parámetros incluyen coeficientes de atenuación lineal (μ) y de masa (μ_m), capas de valor medio (HVL), número atómico efectivo (Z_{eff}), entre otros. Algunas de las ecuaciones de las propiedades de atenuación que evalúan los programas son las siguientes:

El coeficiente de atenuación lineal (μ) y el coeficiente de atenuación de masa (μ_m) dependen de las propiedades específicas del material absorbente. En primer lugar, μ expresa el cambio exponencial en la intensidad del haz de rayos X por unidad de espesor del material de blindaje [14]. Los fotones de rayos X monocromáticos colimados en un haz estrecho se atenúan a través de un material absorbente de acuerdo con la ley de Beer Lambert como se indica en la Ecuación (1):

$$\mu = \frac{-\ln \frac{I}{I_0}}{x} \quad (1)$$

donde I_0 es la intensidad de los rayos X incidentes, I es la intensidad de los fotones de rayos X atenuados, μ es el coeficiente de atenuación lineal y x es el espesor del material absorbente. Para medir la capacidad de atenuación de rayos X con respecto al estado físico del material absorbente, el coeficiente de atenuación de masa es el que se prefiere utilizar y se obtiene dividiendo el μ por la densidad del material absorbente (ρ), de acuerdo con la siguiente ecuación:

$$\mu_m = \frac{-\ln \frac{I}{I_0}}{x\rho} \quad (2)$$

El coeficiente de atenuación de masa (μ / ρ) para cualquier compuesto químico o mezcla de elementos viene dado por:

$$\left(\frac{\mu}{\rho}\right) c = \sum_i w_i \frac{\mu}{\rho} \quad (3)$$

donde w_i es la fracción de peso y $(\mu / \rho)_i$ es el coeficiente de atenuación de masa del i -ésimo elemento constituyente. Para un compuesto químico, la fracción en peso viene dada por:

$$w = \frac{a_i A_i}{\sum a_i A_i}$$

donde A_i es el peso atómico del i -ésimo elemento y a_i es el número de unidades de fórmula.

Número atómico y electrónico efectivo

Un número atómico efectivo (Z_{eff}) es un parámetro importante para la determinación de un material sustituto de un elemento asociado con la energía requerida. Fluctúa con la energía, se asemeja al número atómico de elementos y describe la composición del material basándose en elementos equivalentes [15]. El Z_{eff} se obtiene mediante la siguiente ecuación:

$$Z_{eff} = \frac{\sigma_a}{\sigma_e} \quad (5)$$

Aquí, σ_a y σ_e son la sección transversal atómica total y la sección transversal electrónica, respectivamente, y se calculan de la siguiente manera:

$$\sigma_a = \frac{\mu m}{N_A \sum_i \frac{w_i}{A_i}} \quad \sigma_e = \frac{1}{N_A} \sum_i \frac{f_i A_i}{Z_i} (\mu m)_i$$

Donde N_A es el número de Avogadro y f_i es la relación entre el número de átomos del elemento i y el número total de átomos presentes en la fórmula:

$$f_i = \frac{n_i}{\sum_i n_i}$$

Capa de valor medio

La capa de valor medio (HVL) se define como el espesor o capa de un escudo o absorbente que disminuye la intensidad de la radiación en un factor de la mitad [16]:

$$HVL = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (6)$$

La variación entre los coeficientes de atenuación másica calculados con los simuladores Phy-X/PSD y XCOM se obtuvo con la siguiente ecuación [12]:

$$\text{Dev. (\%)} = \left| \left[\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{Phy-X}} - \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{XCOM}} \right] \div \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{Phy-X}} \right| \times 100 \quad (7)$$

Además, la aplicación de protección contra la radiación requiere no solo el conocimiento de algunos parámetros de atenuación de la radiación, sino también la rigidez y resistencia de los vidrios, en este estudio se investigaron las propiedades mecánicas. Utilizando el modelo de Makishima-Mackenzie (MM) [17], se determinaron la densidad de empaquetamiento y las

propiedades mecánicas. El modelo de MM estima el módulo de Young a partir de dos factores: fuerza de unión y empaquetamiento atómico. El modelo asume que la rigidez aparente debe estar relacionada con la fuerza de los enlaces y densidad de los compuestos [18]. En la Tabla II se observan las ecuaciones para el cálculo de las diferentes propiedades elásticas:

Tabla II. Ecuaciones para evaluar los factores mecánicos y módulos elásticos.

Parámetro	Ecuación	
Densidad de empaquetamiento (V_t) del vidrio multicomponente:	$V_t = \frac{\rho}{M} \sum_i x_i V_i$	(8)
	$V_i = \frac{4\pi N_A}{3} (Xr_M^3 + Yr_O^3)$	
Energía de disociación (G_t , kJ/cm ³)	$G_t = \sum_i x_i G_i$	(9)
Módulo de Young (E , GPa)	$E = 2V_t G_t$	(10)
Módulo volumétrico (K , GPa)	$K = 1.2V_t E$	(11)
Módulo de corte (S , GPa)	$S = \frac{3EK}{9K - E}$	(12)
Módulo longitudinal (L , GPa)	$L = K + \frac{4S}{3}$	(13)
Coefficiente de Poisson (P)	$P = 0.5 - \frac{1}{7V_t}$	(14)
Dureza (H)	$H = \frac{(1 - 2P)E}{6(1 + P)}$	(15)
Conectividad de enlace fractal (d)	$d = 4 \frac{S}{K}$	(16)

Información consultada en: [17] [18].

donde V_i es un factor de empaquetamiento definido para un óxido (M_xO_y) que tiene iones M y O con radios r_M y r_O , respectivamente.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En este apartado se presentan los resultados de la evaluación de las características elásticas y de atenuación de energía ionizante de cuatro sistemas o mezclas de vidrios, analizados conforme a la metodología descrita anteriormente. El principal objetivo de este estudio fue evaluar y realizar una comparación del desempeño como blindajes de rayos X y rayos gamma entre diferentes mezclas de vidrios sin plomo, además de determinar cómo influye su composición en sus propiedades elásticas. Las muestras analizadas se observan en la Tabla I.

3.1 Propiedades de protección contra energía ionizante

En las Figuras 2 y 3 se muestra la fluctuación de los coeficientes de atenuación másicos (μ_m) de las muestras VM_1 y VM_2 con respecto a diferentes valores de energía. Mientras tanto, el término coeficiente de atenuación lineal (μ) puede usarse para describir una dependencia significativa de los parámetros de la densidad del material (Fig. 4).

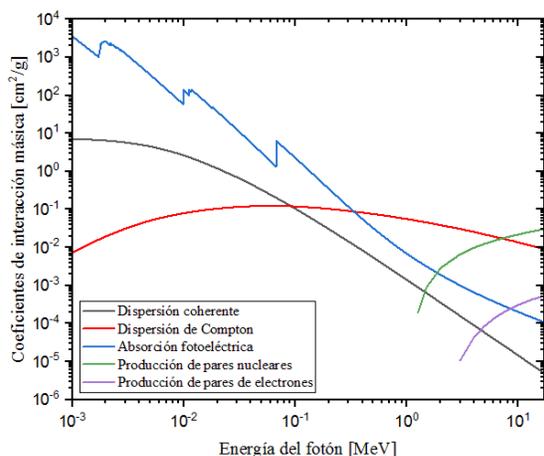


Fig. 2. Coeficientes de interacción másica calculados con XCOM de VM₁.

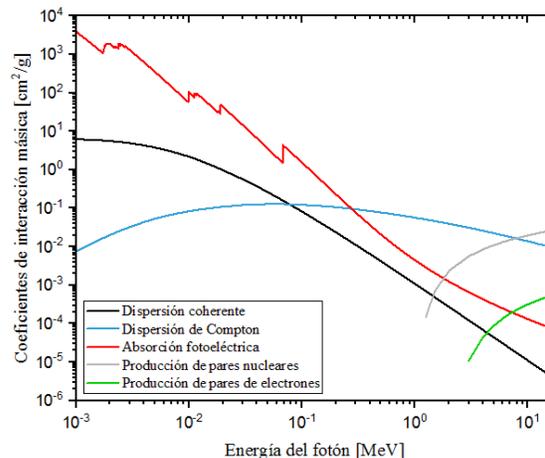


Fig. 3. Coeficientes de interacción másica calculados con XCOM de VM₂.

Es importante analizar la variación de la densidad de la serie de vidrios (Tabla I). Hay una disminución de **VM₁** a la muestra **VM₄**. La razón principal de este efecto es la adición del óxido de niobio (V) (Nb_2O_5), este compuesto presenta una densidad de 4.26 g/cm^3 , considerablemente menor que el óxido de tántalo (V) (Ta_2O_5) con 8.20 g/cm^3 , el componente que disminuye su concentración en los vidrios. Como consecuencia, la densidad de las muestras de vidrios se reduce de 4.264 g/cm^3 para **VM₁**, hasta un valor de 3.669 g/cm^3 para la prueba **VM₄**, siendo la muestra que presenta los menores valores del coeficiente de atenuación lineal (μ) como se observa en la Figura 4. En general, los valores del μ para los blindajes estudiados concuerdan con la ley de Lambert-Beer, es decir, los valores de μ disminuyen exponencialmente con la energía de los fotones incidentes. Además, de acuerdo con la teoría [1] y como se muestra en las Figuras 2-3, el efecto fotoeléctrico es dominante en las energías de fotones más bajas (0.050-0.100 MeV) y el fotón incidente es absorbido, lo que provoca la expulsión de electrones, en su mayoría del nivel K. Los bordes de absorción de energía de los elementos presentes en los vidrios se observan en la Figura 4(B); al inicio se señalan dos picos pequeños que corresponden a los niveles K del zirconio (Zr) (0.0198 MeV) y del niobio (Nb) (0.0179 MeV), y el tercer pico señalado corresponde al nivel K del tántalo (Ta) a una energía de 0.0673 MeV, los demás niveles de absorción del Ta son los siguientes; L-I (0.0117 MeV), L-II (0.0111 MeV) y L-III (0.0099 MeV). Se observan mayores energías de absorción de los iones del tántalo que del niobio y el zirconio.

A medida que el valor de la energía incrementa, el efecto de Compton se vuelve dominante sobre el efecto fotoeléctrico. A altas energías ($> 10 \text{ MeV}$), la interacción de dispersión de Compton se debilita y toma su lugar el proceso de producción de pares que se relaciona positivamente con la energía, lo que hace que los valores de atenuación aumenten ligeramente.

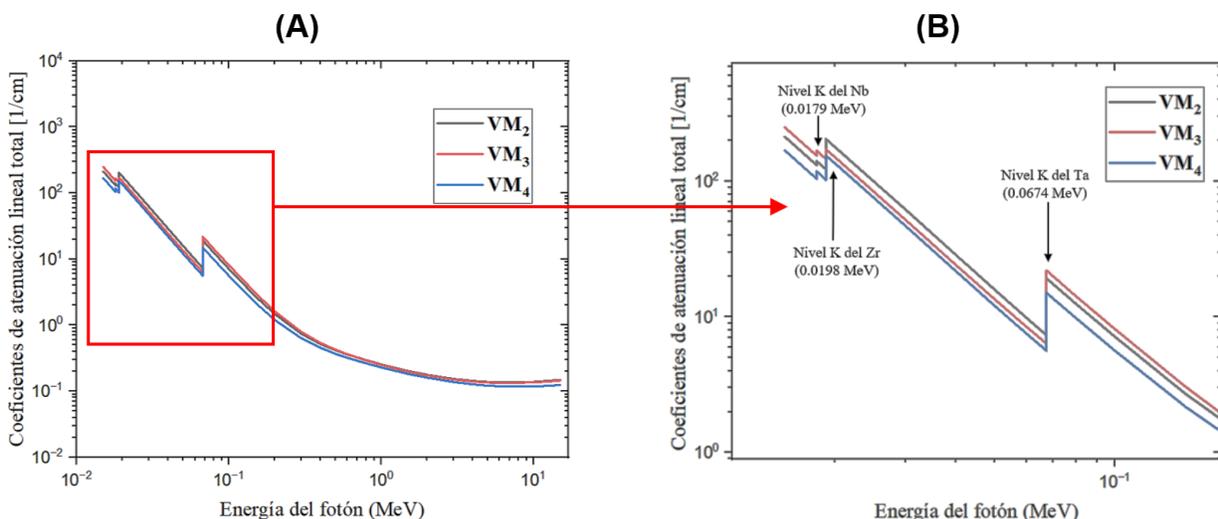


Fig. 4. (A) Coeficientes de atenuación lineal total obtenidos con XCOM y (B) Niveles de absorción de energía de VM₂, VM₃, VM₄.

Referente a la comparación de los coeficientes de atenuación másicos (μ_m) de la serie de vidrios de calculados con Phy-X/PSD y XCOM (Tabla III), se observa que la mayoría de las pruebas presentan una diferencia entre los datos menor al 1% de VM₁, VM₃ y VM₄, en la prueba VM₂ se obtuvo una mayor variación entre los valores de μ_m calculados con los programas.

Tabla III. Comparación de los valores del coeficiente de atenuación másico (cm^2/g) de la mezcla, utilizando Phy/PSD y XCOM.

Energía del fotón (MeV)	VM ₁			VM ₂			VM ₃			VM ₄		
	Phy-X	XCOM	Dev. %									
0.015	76.8150	76.8300	0.020	69.9870	52.1800	25.444	62.5900	62.5900	0.001	45.7450	45.7200	0.054
0.02	38.6890	38.7000	0.029	38.2820	43.8400	14.517	37.8420	37.8200	0.059	36.8390	36.8200	0.053
0.03	13.3690	13.3700	0.009	13.2300	15.1600	14.587	13.0800	13.0700	0.076	12.7380	12.7300	0.062
0.04	6.2850	6.2860	0.019	6.2100	7.0580	13.664	6.1280	6.1250	0.047	5.9420	5.9390	0.052
0.05	3.5230	3.5240	0.026	3.4740	3.9060	12.426	3.4210	3.4200	0.042	3.3010	3.2990	0.062
0.06	2.2170	2.2170	0.018	2.1820	2.4250	11.134	2.1450	2.1440	0.028	2.0590	2.0580	0.064
1	0.0640	0.0503	21.787	0.0640	0.0626	2.086	0.0640	0.0636	0.008	0.0630	0.0627	0.003
5	0.0350	0.0353	0.012	0.0350	0.0340	2.441	0.0340	0.0343	0.010	0.0330	0.0330	0.009
6	0.0350	0.0350	0.009	0.0340	0.0334	2.796	0.0340	0.0338	0.007	0.0320	0.0323	0.001
8	0.0350	0.0354	0.001	0.0350	0.0334	3.321	0.0340	0.0338	0.014	0.0320	0.0319	0.023
10	0.0360	0.0363	0.015	0.0350	0.0341	3.670	0.0340	0.0344	0.016	0.0320	0.0322	0.036
15	0.0390	0.0391	0.008	0.0380	0.0358	5.553	0.0370	0.0366	0.015	0.0340	0.0337	0.041

Conjuntamente, las capas de valor medio (HVL) de las muestras de vidrios se calcularon con Phy-X/PSD y se observan en la Figura 5 como una función de los valores de energía de rayos gamma

incidentes sobre el blindaje. Los valores de HVL son menores para los blindajes de elevada densidad. Por ejemplo, para una energía de 0.100 MeV, se requiere un HVL de 0.065 cm para **VM₁**, 0.075 cm para **VM₂**, 0.086 para **VM₃** y 0.124 cm para **VM₄**. Realizando un análisis del comportamiento de HVL en función de la energía incidente en el material, la Figura 5 muestra que los valores de HVL son pequeños (cercanos a la unidad) para energías bajas y medias (0.015-0.300 MeV). A partir de entonces, el HVL aumentó a medida que incrementaba la energía, con un pequeño pico de alrededor de 6 MeV de energía fotónica. Por encima de 6 MeV, los valores de HVL disminuyeron con el aumento de la energía.

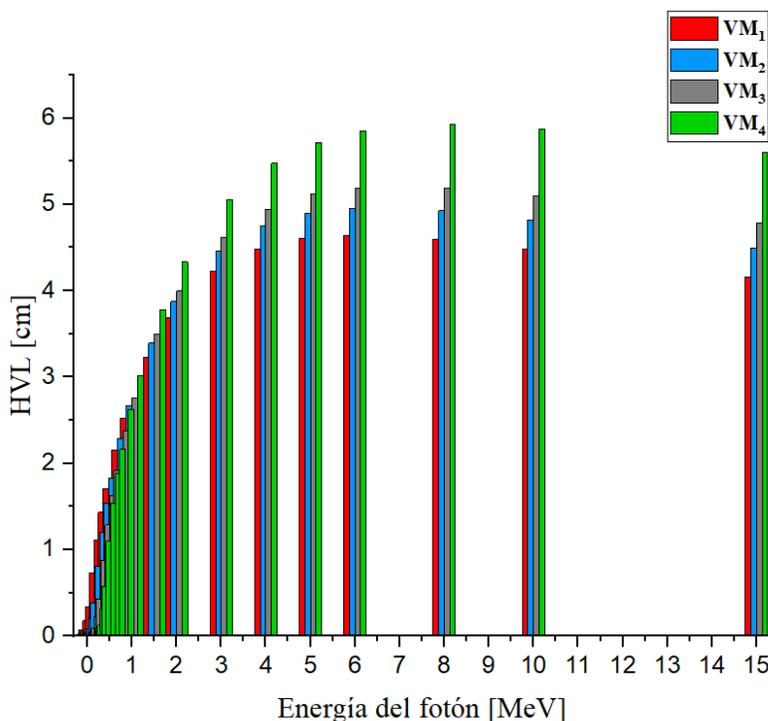


Fig. 5. Valores de HVL obtenidos con XCOM de VM₁, VM₂, VM₃ y VM₄.

Por último, el número atómico efectivo (Z_{eff}) en este contexto es equivalente al número atómico, Z , pero se usa para compuestos y mezclas de diferentes materiales. Para los vidrios seleccionados, los valores de Z_{eff} se trazaron frente a la energía en la Figura 6. El número atómico efectivo disminuyó gradualmente a medida que el contenido de Nb_2O_5 cambió del 0 al 11.77 % en moles para una energía dada, lo que indica una menor probabilidad de interacción de fotones a concentraciones más altas de Nb_2O_5 . Esto se puede atribuir a la sustitución del tántalo con un número atómico de 73, por iones de niobio con $Z=41$. Los valores de Z_{eff} disminuyeron con el aumento de la energía fotónica en todos los vidrios examinados.

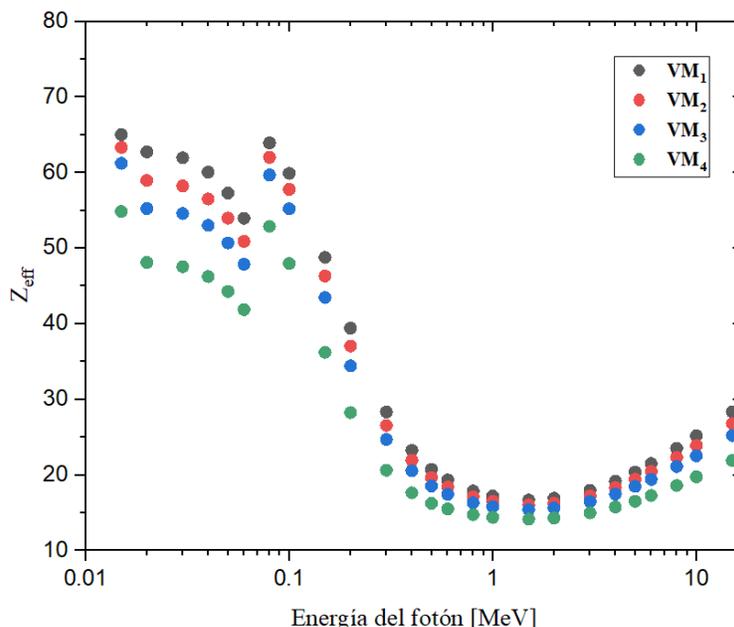


Fig. 6. Comparación de Z_{eff} obtenidos con Phy-X/PSD de VM₁, VM₂, VM₃ y VM₄.

3.2 Análisis de características mecánicas con modelo de Makishima-Mackenzie

El modelo Makishima Mackenzie (MM) derivado teóricamente ofrece una imagen física intuitiva para comprender la relación entre la composición del vidrio y el módulo de Young en términos de la fuerza de enlace interatómico y las formas en que se empaquetan los átomos. Todos los parámetros se relacionan fuertemente con la composición de los materiales [17][19]. En la Tabla IV se observan las propiedades elásticas de los vidrios.

La densidad de empaquetamiento (V_t) se calculó para la serie de vidrios **VM₁-VM₄** con los valores del radio iónico de Li, Ta, Zr, Nb, Si y O. Se produjo una variación de V_t de 0.516 a 0.538, su valor incremento ligeramente, lo que se puede atribuir a que hay una reducción en el peso molecular de las mezclas. Contrariamente a V_t , los valores de G_t disminuyeron de 78.885 a 77.684 kJ/cm³ al incrementar la cantidad de Nb₂O₅[21][22][23]. En segundo lugar, se calcularon los módulos elásticos (E , S , K y L) para los vidrios estudiados (**VM₁-VM₄**). La adición de Nb₂O₅ provocó un incremento del módulo de Young ($E = 81.350$ GPa de **VM₁** a 83.597 GPa para **VM₄**). Por otra parte, se observa una disminución en la dureza del vidrio de 25.679 a 25.051. En la conectividad del enlace fractal (d) hay una reducción en su valor de 2.817 a 2.674, es decir, cercano a 3, esto indica una estructura en capas 3D de la red de vidrios. El parámetro d proporciona la información de dimensionalidad de la estructura de vidrio, y se considera que el vidrio tiene una estructura mecánica es más estable cuando su valor es la unidad (1D) [20].

Tabla IV. Propiedades mecánicas de la serie de vidrios.

Parámetro	Prueba			
	VM ₁	VM ₂	VM ₃	VM ₄
Factor de empaquetamiento (Vt)	0.516	0.515	0.525	0.538
Energía de disociación (Gt, kJ/cm ³)	78.885	78.585	78.285	77.684
Módulo de Young (E, GPa)	81.350	80.891	82.174	83.597
Módulo volumétrico (K, GPa)	50.335	49.959	51.754	53.976
Módulo de corte (S, GPa)	33.052	32.879	33.259	36.079
Módulo longitudinal (L, GPa)	94.404	93.797	96.099	102.081
Dureza (H)	25.679	25.592	25.383	25.051
Conectividad de enlace fractal (d)	2.817	2.824	2.756	2.674

4. CONCLUSIONES

Los enfoques multidisciplinarios de la tecnología y las ciencias de los materiales que se han desarrollado a nivel mundial también han permitido el uso de muchos tipos de materiales novedosos en áreas distintas de sus aplicaciones convencionales. Uno de los mejores ejemplos de esta situación es el uso de materiales de vidrio reforzados y de altas prestaciones como material de protección en los campos de radiación médica, industrial y de investigación. De acuerdo con el propósito de uso y el tipo de campo de radiación a utilizar, es necesario caracterizar cada material de vidrio en detalle y determinar sus propiedades antes de su utilización. En el estudio actual, se evaluaron las propiedades de atenuación y mecánicas de una serie de vidrios conformados por diferentes concentraciones molares de: Li₂O, Ta₂O₅, Nb₂O₅, ZrO₂ y SiO₂. A continuación, se mencionan algunas de las conclusiones obtenidas:

1. De acuerdo con los resultados de absorción de energía ionizante, el orden en el desempeño como blindaje de los sistemas de vidrios es el siguiente; **VM₁** > **VM₂** > **VM₃** > **VM₄**. En general, las cuatro mezclas de vidrios evaluadas tienen una buena capacidad de atenuación y, por lo tanto, pueden considerarse como materiales candidatos para la protección contra rayos X de las salas de radiología. Asimismo, el vidrio **VM₁** de 4 mm de espesor con una concentración molar de 20.59% de óxido de tántalo (V) (Ta₂O₅) es comparable en su desempeño de atenuación de energía fotónica con un el vidrio **G40**, analizado por [24], de 5 mm de espesor que contiene 19.33% en peso de plomo.
2. En la Figura 4 (**B**), se observa que el tántalo es el elemento que presenta mayores valores de absorción de energía de los niveles de energía K y L en el rango de 0.015 a 0.100 MeV, en comparación con otros de los elementos presentes en los vidrios como el zirconio y el niobio, la observación anterior puede ser un criterio importante para la selección de materiales para la atenuación de energía. Además, con la disminución del Ta₂O₅ en las mezclas, el desempeño de los vidrios como blindajes decayó, consiguientemente, se corrobora que los óxidos de tántalo son candidatos prometedores para el diseño de nuevos materiales de absorción de rayos X y rayos gamma.

3. La adición de óxido de niobio (V) (Nb_2O_5) a la serie de vidrios, no mejoró las propiedades de atenuación porque se produjo una disminución en los coeficientes de atenuación másica y lineal de las pruebas, además se incrementaron los valores de HVL y por el contrario los valores de Zeff disminuyeron.
4. Referente a las características mecánicas de los sistemas de vidrios **VM₁**, **VM₂**, **VM₃** y **VM₄**, hay poca variación en los valores de los módulos elásticos (E, S, K y L) por los cambios en su composición. Por ejemplo, se observó un pequeño incremento en el módulo de Young de 81.35 a 83.597 GPa para **VM₁** y **VM₄** respectivamente, lo anterior puede ser atribuido a la reducción de la densidad en las mezclas de vidrios. Por otro lado, la dureza (H) disminuyó con la adición de Nb_2O_5 , además, su conectividad del enlace fractal (d) es de 3, lo que significa que el conjunto de vidrios presenta una estructura en capas 3D.

AGRADECIMIENTOS

- Al Comité Organizador del XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Mexicana de Energía Nuclear por la invitación al evento.
- Al Instituto Tecnológico de Aguascalientes por su apoyo en la realización de este trabajo de investigación.

REFERENCIAS

- [1] Low, I. M., Noor Azman, N. Z. “*Polymer Composites and Nanocomposites for X-Rays Shielding.*” Springer, Singapore, 2020.
- [2] Le Heron, J., Padovani, R., Smith, I., & Czarwinski, R. “*Radiation protection of medical staff.*” *European Journal of Radiology*, 2010, **76**(1), pp. 20–23.
- [3] Hernandez-Murillo, C. G., Molina Contreras, J. R., Escalera-Velasco, L. A., Asael de León-Martínez, H., Rodríguez-Rodríguez, J. A., & Vega-Carrillo, H. R. “*X-ray and gamma ray shielding behavior of concrete blocks.*” *Nuclear Engineering and Technology*, 2020, **52**(8), pp. 1792-1797.
- [4] Escalera-Velasco, L. A., Molina-Contreras, J. R., Hernández-Murillo, C. G., De León-Martínez, H. A., Vega-Carrillo, H. R., Rodríguez-Rodríguez, J. A., & López-Salas, I. A. “*Shielding behavior of artisanal bricks against ionizing photons.*” *Applied Radiation and Isotopes*, 2020, **161**, 109167.
- [5] De León-Martínez, H. A., Molina-Contreras, J. R., Escalera-Velasco, L. A., Hernández-Murillo, C. G., Vega-Carrillo, H. R., & Rodríguez-Rodríguez, J. A. “*Shielding capabilities study of light-gray, pale-pink and orange-pink Zacatecan quarries against ionizing photons using EDXRF and XCOM code.*” *Progress in Nuclear Energy*, 2020, **123**, 103287.
- [6] Bantsis, G., Sikalidis, C., Betsiou, M., Yioultsis, T., & Xenos, T. “*Electromagnetic absorption, reflection and interference shielding in X-band frequency range of low cost ceramic building bricks and sandwich type ceramic tiles using mill scale waste as an admixture.*” *Ceramics International*, 2011, **37**(8), pp. 3535–3545.

- [7] Yasmin, S., Khandaker, M. U., Barua, B. S., Mustafa, M. N., Chowdhury, F.-U.-Z., Rashid, M. A., & Bradley, D. A. “*Ionizing radiation shielding effectiveness of decorative building materials (porcelain and ceramic tiles) used in Bangladeshi dwellings.*” *Indoor and Built Environment*, 2018, 1420326X1879888.
- [8] Eke, C., Agar, O., Segebade, C., & Boztosun, I. “*Attenuation properties of radiation shielding materials such as granite and marble against γ -ray energies between 80 and 1350 keV.*” *Radiochimica Acta*, 2017, **105**(10).
- [9] Elsafi, M., El-Nahal, M. A., Alrashedi, M. F., Olarinoye, O. I., Sayyed, M. I., Khandaker, M. U., Osman, H., Alamri, S., & Abbas, M. I. “*Shielding Properties of Some Marble Types: A Comprehensive Study of Experimental and XCOM Results.*” *Materials*, 2021, **14**(15), 4194.
- [10] Thibeault, S. A., Kang, J. H., Sauti, G., Park, C., Fay, C. C., & King, G. C. “*Nanomaterials for radiation shielding.*” *MRS Bulletin*, 2015, **40**(10), pp. 836–841.
- [11] Sayyed, M. I., Askin, A., Zaid, M. H. M., Olukotun, S. F., Khandaker, M. U., Tishkevich, D. I., & Bradley, D. A. “*Radiation shielding and mechanical properties of $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-Na}_2\text{O-TiO}_2\text{-ZnO-TeO}_2$ glass system.*” *Radiation Physics and Chemistry*, 2021, **186**, 109556.
- [12] Almuqrin, A. H., Sayyed, M. I., Prabhu, N. S., Kamath, S. D. “*Influence of Bi_2O_3 on Mechanical Properties and Radiation-Shielding Performance of Lithium Zinc Bismuth Silicate Glass System Using Phys-X Software.*” *Materials*, 2022, **15** (4), 1327.
- [13] Zhang, Y., Zhang, Q., He, X., Liang, H., Liu, T., & Lu, A. “*Effect of partial substitution of Ta_2O_5 by Nb_2O_5 on the glass formation, structure and electrical properties of $\text{Li}_2\text{O-Ta}_2\text{O}_5\text{-ZrO}_2\text{-SiO}_2$ glasses.*” *Journal of Non-Crystalline Solids*, 2021, **571**, 121054.
- [14] Hosseini, S. H., Noushin Ezzati, S., & Askari, M. “*Synthesis, characterization and X-ray shielding properties of polypyrrole/lead nanocomposites.*” *Polymers for Advanced Technologies*, 2015, **26**(6), pp. 561–568.
- [15] More, C. V., Lokhande, R. M., & Pawar, P. P. “*Effective atomic number and electron density of amino acids within the energy range of 0.122–1.330 MeV.*” *Radiation Physics and Chemistry*, 2016, **125**, pp. 14–20.
- [16] Sayyed, M. I., Abdalsalam, A. H., Taki, M. M., Mhareb, M. H. A., Alim, B., Baltakesmez, A., & Şakar, E. “ *MoO_3 reinforced Ultra high molecular weight PE for neutrons shielding applications.*” *Radiation Physics and Chemistry*, 2020, **172**, 108852.
- [17] Plucinski, M., & Zwanziger, J. W. “*Topological constraints and the Makishima–Mackenzie model.*” *Journal of Non-Crystalline Solids*, 2015, **429**, pp. 20–23.
- [18] Tekin H., ALMisned, G., Rammah, Y., Susoy, G., Ali, F., Sen Baykal, D., Zakaly, H., Issa, S., & Ene, A. “*Mechanical properties, elastic moduli, transmission factors, and gamma-ray-shielding performances of $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5\text{-B}_2\text{O}_3\text{-V}_2\text{O}_5$ quaternary glass system.*” *Open Chemistry*, 2022, **20**(1), 314-329.

- [19] Bahari, H., Aziz, S. H. A., Kamari, H. M., Yunus, W. M. M., & Adikan, F. R. M. “*The effect of bismuth on the structure and mechanical properties of GeO_2 – PbO – Bi_2O_3 ternary bulk glass system.*” *Journal of the Ceramic Society of Japan*, 2012, 120(1403), pp. 280–285.
- [20] Alazoumi, S. H., Sidek, H. A. A., El-Mallawany, R., Kamari, H. M., Zaid, M. H. M., & Ali, E. A. G. E. “*Elastic moduli of TeO_2 – PbO glass system.* *Applied Physics A*, 2018, **124**(12).
- [21] Shannon, R. D. “*Revised effective ionic radii and systematic studies of interatomic distances in halides and chalcogenides.*” *Acta Crystallographica Section A*, 1976, **32**(5), pp. 751–767.
- [22] Makishima, A., & Mackenzie, J. D. “*Direct calculation of Young’s modulus of glass.*” *Journal of Non-Crystalline Solids*, 1973, **12**(1), pp. 35–45.
- [23] Inaba, S., Todaka, S., Ohta, Y., & Morinaga, K. “*Equation for Estimating the Young’s Modulus, Shear Modulus and Vickers Hardness of Aluminosilicate Glasses.*” *Journal of the Japan Institute of Metals and Materials*, 2000, **64**(3), 177–183.
- [24] Al-Buriah, M. S., Alzahrani, J. S., Olarinoye, I. O., Mutuwong, C., Elsaedy, H. I., Alomairy, S., & Tamer Tonguc, B. “*Effects of reducing PbO content on the elastic and radiation attenuation properties of germanate glasses: a new non-toxic candidate for shielding applications.*” *Journal of Materials Science: Materials in Electronics*, 2021, **32**, pp.15080–15094.

DOSIS DE ÓRGANOS UTILIZANDO EL MODELO BIOCINÉTICO EN IODOTERAPIA

Claudia Villalpando-Hernández, Fernando Mireles-García, Fernando De La Torre Aguilar, Carlos Ríos-Martínez y Eric Reyes-Rivera, José Luis Pinedo Vega y J. Ignacio Dávila Rangel*

Unidad Académica de Estudios Nucleares, U. A. Z.

Calle Ciprés No. 10, Frac. La Peñuela; Zacatecas, México, C.P.98068.

clau_1795@yahoo.com.mx; fmireles@uaz.edu.mx; fernandodelatorre@uaz.edu.mx; crios@uaz.edu.mx; eric_rr_1985@yahoo.com.mx; jlpinedo@uaz.edu.mx; idavila@uaz.edu.mx

Resumen

El estudio tiene como objetivo conocer con mayor detalle la cinética del ^{131}I en el cuerpo de una persona que ha ingerido una actividad de 150 mCi, se replicó un modelo biocinético para conocer la actividad a diferentes tiempos y el número total de transformaciones en cada órgano de interés, modificando y solucionando el sistema de ecuaciones diferenciales propuesto por Leggett en 2010 combinado con la propuesta de la ICRP 137, lo anterior usando el software Wolfram Mathematica. Lo primero que se hizo en el programa fue introducir las constantes necesarias del modelo biocinético, representando los datos por medio de ecuaciones diferenciales, cada ecuación representa un compartimento donde se desea conocer la actividad y número de transformaciones, el sistema de ecuaciones fue resuelto por métodos numéricos. Además de reducir un compartimento ya que en este modelo no se utilizó el compartimento de las heces que se usa en el modelo de Leggett en 2010, esto debido a que el modelo de Leggett no define la constante de transferencia de este compartimento y se omitió considerando que modelos anteriores como el de Hays y Wegner en 1965 no lo toman en cuenta y consideran el contenido del colon el último en esa trayectoria.

Los resultados obtenidos en este modelo fueron una retención máxima del ^{131}I en la tiroides del 25% de actividad y una eliminación por orina y heces del 58.5% de actividad, a las 48 horas de la ingesta. Por lo que se obtuvo mayor dosis en la tiroides, esto debido a las propiedades de retención de ^{131}I de este órgano, la vejiga también tuvo una dosis considerable debido a que es el medio que conduce a las vías urinarias y la mayor parte del ^{131}I es desechado por este medio, otros órganos con aportaciones menos significativas fueron los riñones, el estómago y el hígado. Con estos datos se puede concluir que, al egresar el paciente, la tiroides aún tiene una actividad considerable por lo que es importante seguir con la supervisión del paciente y familiares al cuidado en su domicilio. Una opción es el uso de dosímetros, además de medidas de distanciamiento.

1. INTRODUCCIÓN

La radioterapia interna con ^{131}I en pacientes con Carcinoma Diferenciado de Tiroides (CDT) se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía que consiste en la ablación del tejido tiroideo residual y tratamiento de recidivas o metástasis. El éxito de la terapia

consiste en alcanzar una dosis letal en el tejido tumoral sin exceder la dosis de tolerancia en tejidos sanos. La dosis entregada en el tejido tumoral depende de la actividad terapéutica suministrada y la retención del ^{131}I en el volumen tumoral. Sin embargo, no existe consenso respecto de la actividad óptima de ^{131}I a suministrar. Estas discrepancias surgen de factores tales como, variabilidad en la capacidad de captación tumoral del ^{131}I , distribución del fármaco, estatus fisiológico, otras patologías asociadas, grado de avance de la enfermedad, y tratamientos previos [1].

La definición de cantidades dosimétricas es específica para cada tipo de tratamiento. En el caso de la administración de ^{131}I a pacientes con CDT, se definen la dosis absorbida en la médula ósea y la retención corporal de la actividad a las 48 h. Dado que la cinética de la distribución de radiofármacos es diferente entre los pacientes y también entre los tratamientos de un mismo paciente, la dosimetría debe ser evaluada para cada caso [2].

Algo importante a considerar es que cuando un paciente recibe una dosis de ^{131}I , gran parte de la eliminación de este se produce a través de la orina, el sudor y la saliva. La pequeña cantidad de radioactividad que se encuentra en esta eliminación es suficiente para contaminar el medio ambiente y exponer a las personas a la radiación. Por lo que es importante recurrir a modelos biocinéticos para tener una planeación adecuada en cada tratamiento donde se utilice ^{131}I .

Al ser incorporado un radionúclido al cuerpo de una persona, este se distribuye de acuerdo a su comportamiento biocinético, convirtiéndose algunos órganos en fuente (emiten radiación) y otros órganos en blanco (absorben radiación). Conocer la distribución y eliminación del ^{131}I en los distintos órganos del cuerpo es de gran utilidad ya que así es posible determinar la dosis de la exposición interna. Para conocer lo anterior se utilizaron los modelos biocinéticos que proporcionan información como la actividad incorporada en cada órgano y el número de transformaciones, estas últimas permiten estimar las dosis recibidas en función del tiempo en los órganos. Este trabajo tiene como objetivos principales calcular la actividad en función del tiempo en diferentes órganos de pacientes sometidos a Iodoterapia y calcular las dosis recibidas en estos órganos [3,4].

2. METODOLOGÍA

Para cumplir con el primer objetivo (actividad) se trabajó considerando un paciente que ha ingerido una actividad de 150 mCi, el primer paso fue definir el modelo biocinético y se tomó como referencia el modelo de Leggett [3,4], con la excepción de que el compartimento de las heces no se agregó y se consideró parte del compartimento del colon, debido a que el modelo no muestra la constante de transferencia para el compartimento de las heces. También se analizaron modelos anteriores como el modelo biocinético de Hays y Wegner donde el compartimento de las heces no es considerado por lo que el último en esa trayectoria es el colon [5]. El modelo de Leggett propuesto para el yodo se forma consolidando el modelo de yoduro inorgánico circulante, el modelo de yodo tiroideo y el modelo de yodo orgánico extratiroideo. La estructura del modelo completo se muestra en la Figura 1. Los coeficientes de transferencia utilizados se aplican tanto a hombres como a mujeres.

El modelo se basa en constantes llamadas coeficientes de transferencia (λ) que son una medida de

la velocidad con que se desplaza el radioisótopo de un compartimento a otro. Cada compartimento representa a un órgano o conjunto de órganos que son relevantes en la biocinética del ^{131}I .

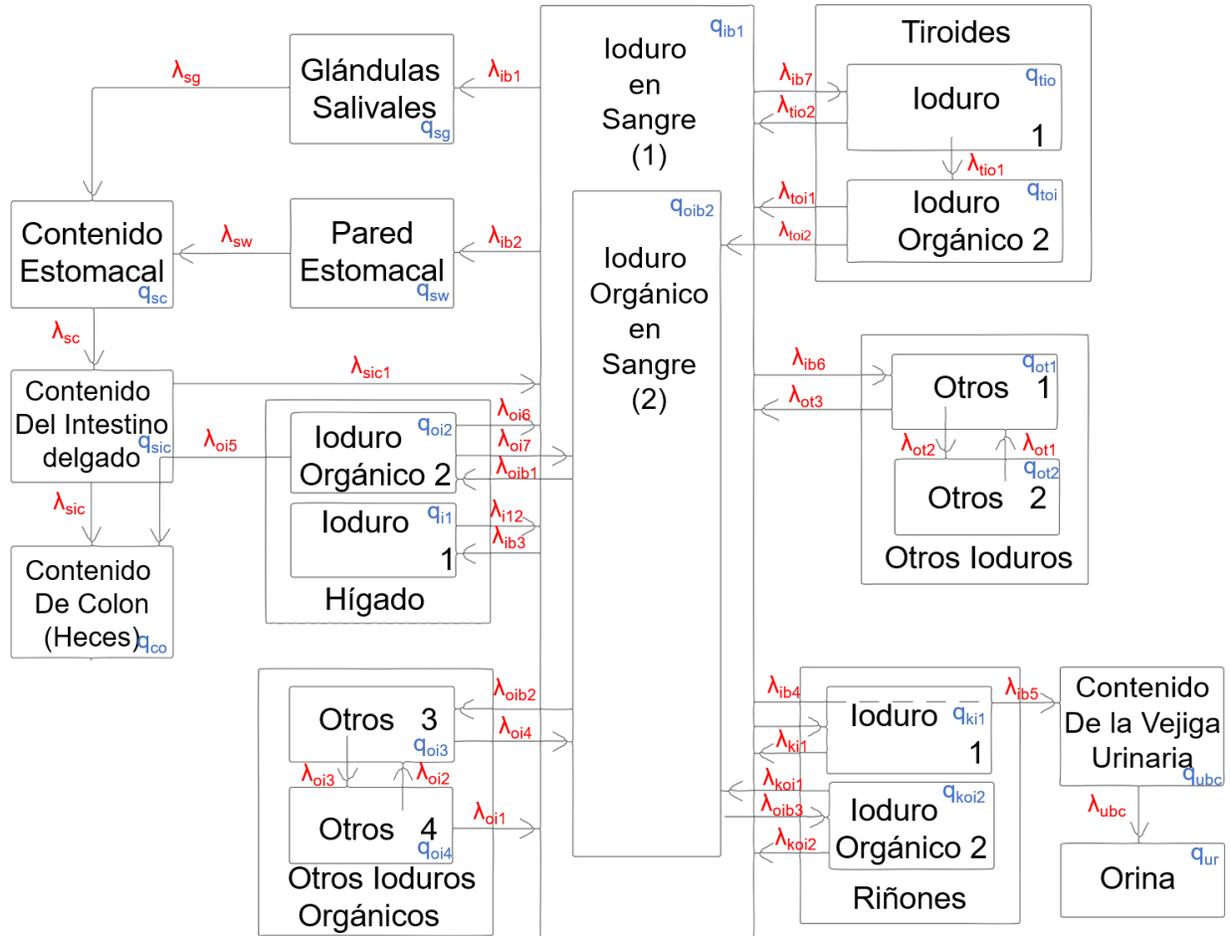


Figura 1.-Modelo biocinético propuesto en este trabajo

Una vez que se tiene el modelo biocinético definido se utilizan los coeficientes de transferencia para definir una ecuación diferencial por cada compartimento. Cada ecuación representa el cambio de la actividad en un compartimento con respecto al tiempo, y esto queda definido mediante la incorporación o salida de actividad desde o hacia otros compartimentos, respectivamente. El conjunto de las ecuaciones representa el transporte del radionúclido en el cuerpo desde que ingresa al cuerpo hasta su excreción. En el modelo se define al estómago como el lugar donde comienza la cinética del radioisótopo y termina finalmente en los compartimentos correspondientes a la tiroides, heces y orina, la variable q representa la actividad en los compartimentos.

$$\frac{d}{dt} q_{tio}(t) = -(\lambda_{tio1} + \lambda_r + \lambda_{tio2})q_{tio}(t) + \lambda_{ib7}q_{ib1}(t) \quad (1)$$

$$\frac{d}{dt} q_{toi}(t) = -(\lambda_{toi1} + \lambda_r + \lambda_{toi2})q_{toi}(t) + \lambda_{tio1}q_{tio}(t) \quad (2)$$

$$\frac{d}{dt} q_{sg}(t) = -(\lambda_{sg} + \lambda_r)q_{sg}(t) + \lambda_{ib1}q_{ib1}(t) \quad (3)$$

$$\frac{d}{dt}q_{sc}(t) = -(\lambda_{sc} + \lambda_r)q_{sc}(t) + \lambda_{sw}q_{sw}(t) + \lambda_{sg}q_{sg}(t) \quad (4)$$

$$\frac{d}{dt}q_{sw}(t) = -(\lambda_{sw} + \lambda_r)q_{sw}(t) + \lambda_{ib2}q_{ib1}(t) \quad (5)$$

$$\frac{d}{dt}q_{sic}(t) = -(\lambda_{sic} + \lambda_r + \lambda_{sic1})q_{sic}(t) + \lambda_{sc}q_{sc}(t) \quad (6)$$

$$\frac{d}{dt}q_{co}(t) = -\lambda_rq_{co}(t) + \lambda_{sic}q_{sic}(t) + \lambda_{oi5}q_{oi2}(t) \quad (7)$$

$$\frac{d}{dt}q_{oi2}(t) = -(\lambda_{oi6} + \lambda_r + \lambda_{oi7} + \lambda_{oi5})q_{oi2}(t) + \lambda_{oib1}q_{oib2}(t) \quad (8)$$

$$\frac{d}{dt}q_{i1}(t) = -(\lambda_{i12} + \lambda_r)q_{i1}(t) + \lambda_{ib3}q_{ib1}(t) \quad (9)$$

$$\frac{d}{dt}q_{oi3}(t) = -(\lambda_{oi4} + \lambda_r + \lambda_{oi3})q_{oi3}(t) + \lambda_{oib2}q_{oib2}(t) + \lambda_{oi2}q_{oi4}(t) \quad (10)$$

$$\frac{d}{dt}q_{oi4}(t) = -(\lambda_{oi1} + \lambda_r + \lambda_{oi2})q_{oi4}(t) + \lambda_{oi3}q_{oi3}(t) \quad (11)$$

$$\frac{d}{dt}q_{ot1}(t) = -(\lambda_{ot2}(t) + \lambda_r + \lambda_{ot3})q_{ot1}(t) + \lambda_{ib6}q_{ib1}(t) + \lambda_{ot1}q_{ot2}(t) \quad (12)$$

$$\frac{d}{dt}q_{ot2}(t) = -(\lambda_{ot1} + \lambda_r)q_{ot2}(t) + \lambda_{ot2}q_{ot1}(t) \quad (13)$$

$$\frac{d}{dt}q_{ki1}(t) = -(\lambda_{ki1} + \lambda_r)q_{ki1}(t) + \lambda_{ib4}q_{ib1}(t) \quad (14)$$

$$\frac{d}{dt}q_{koi2}(t) = -(\lambda_{koi1} + \lambda_r + \lambda_{koi2})q_{koi2}(t) + \lambda_{oib3}q_{oib2}(t) \quad (15)$$

$$\frac{d}{dt}q_{ubc}(t) = -(\lambda_{ubc} + \lambda_r)q_{ubc}(t) + \lambda_{ib5}q_{ib1}(t) \quad (16)$$

$$\frac{d}{dt}q_{ur}(t) = -\lambda_rq_{ur}(t) + \lambda_{ubc}q_{ubc}(t) \quad (17)$$

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt}q_{ib1}(t) = & -(\lambda_{ib1} + \lambda_r \\ & + \lambda_{ib2} + \lambda_{ib7} + \lambda_{ib3} + \lambda_{ib5} + \lambda_{ib6} + \lambda_{ib4})q_{ib1}(t) \\ & + \lambda_{sic1}q_{ib1}(t) + \lambda_{oi6}q_{oi2}(t) + \lambda_{i12}q_{i1}(t) + \lambda_{oi1}q_{oi4}(t) + \lambda_{koi2}q_{koi2}(t) \\ & + \lambda_{ki1}q_{ki1}(t) + \lambda_{ot3}q_{ot1}(t) + \lambda_{toi1}q_{toi}(t) + \lambda_{tio2}q_{tio}(t) \end{aligned} \quad (18)$$

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt}q_{oib2}(t) = & -(\lambda_{oib1} \\ & + \lambda_r + \lambda_{oib2} + \lambda_{oib3})q_{oib2}(t) + \lambda_{oi7}q_{oi2}(t) \\ & + \lambda_{oi4}q_{oi3}(t) + \lambda_{koi1}q_{koi2}(t) + \lambda_{toi2}q_{toi}(t) \end{aligned} \quad (19)$$

La solución de las ecuaciones diferenciales arroja los valores de actividad en cada compartimento con respecto al tiempo.

Para cumplir con el segundo objetivo de este trabajo el cual es conocer las dosis que reciben los diferentes órganos se integraron los valores de las actividades en un intervalo de tiempo deseado, para así obtener el número de transformaciones en cada compartimento durante ese intervalo.

Una vez obtenido el número de transformaciones en un intervalo de tiempo, se calcula la dosis equivalente en los diferentes compartimentos, H_T , usando las ecuaciones (20) a (21).

$$H_T = 1.6 \times 10^{-10} \sum_S (U_S \sum_i SEE(T \leftarrow S)_i) Sv \quad (20)$$

donde U_S es el número total de transformaciones en un órgano fuente S debido al transporte de un radioisótopo ingerido o inhalado, se considera la sumatoria de la contribución de los órganos cuyas radiaciones generadas dentro de ellos pudieran llegar a un órgano blanco T ; $SEE(T \leftarrow S)_i$ es la Energía Efectiva Específica que es la energía que se deposita en un órgano blanco T como consecuencia de la radiación recibida desde un órgano fuente S , el subíndice i es para considerar diferentes partículas (radiaciones) emitidas por un mismo radioisótopo; y el 1.6×10^{-10} es un factor de conversión para pasar de MeV a Joule y de g a kg.

Para cualquier radioisótopo $SEE(T \leftarrow S)_i$, que es la energía con la que contribuye cada una de sus radiaciones, viene dada por:

$$SEE(T \leftarrow S)_i = \frac{Y_i E_i A F(T \leftarrow S)_i Q_i}{M_T} \frac{\text{MeV}}{\text{g transformación}} \quad (21)$$

donde Y_i es la probabilidad de que se emitan radiaciones de tipo i por transformación del radionúclido; E_i es la energía media o única de la radiación i en MeV; $A F(T \leftarrow S)_i$ es la fracción de energía absorbida en el órgano objetivo T por emisión de radiación i en el órgano S ; Q_i es el factor de calidad correspondiente a la radiación de tipo i ; y M_T es la masa del órgano blanco en g.

3. Resultados

Mediante el modelo biocinético fue posible cumplir el primer objetivo de este trabajo que es conocer los valores de actividad respecto al tiempo en cada compartimento como se puede apreciar en la Figura 2, se puede ver que el compartimento de la orina es el que tiene mayor actividad esto debido a que la mayor parte del ^{131}I se elimina por esta vía. El segundo compartimento con más actividad es la tiroides, lo que resulta lógico debido a su capacidad de almacenar y autorregular el ingreso de yodo a la misma. El tercer compartimento con más actividad son las heces debido a la excreción del ^{131}I por este medio. Con menor actividad se encuentran los órganos como el hígado,

los riñones y el estómago. Estos datos representan el tiempo desde que el radionúclido fue ingerido hasta los 50 días (1200 h). En este tiempo han transcurrido aproximadamente siete vidas medias efectivas del ^{131}I , la vida media efectiva del ^{131}I es de aproximadamente 7 días.

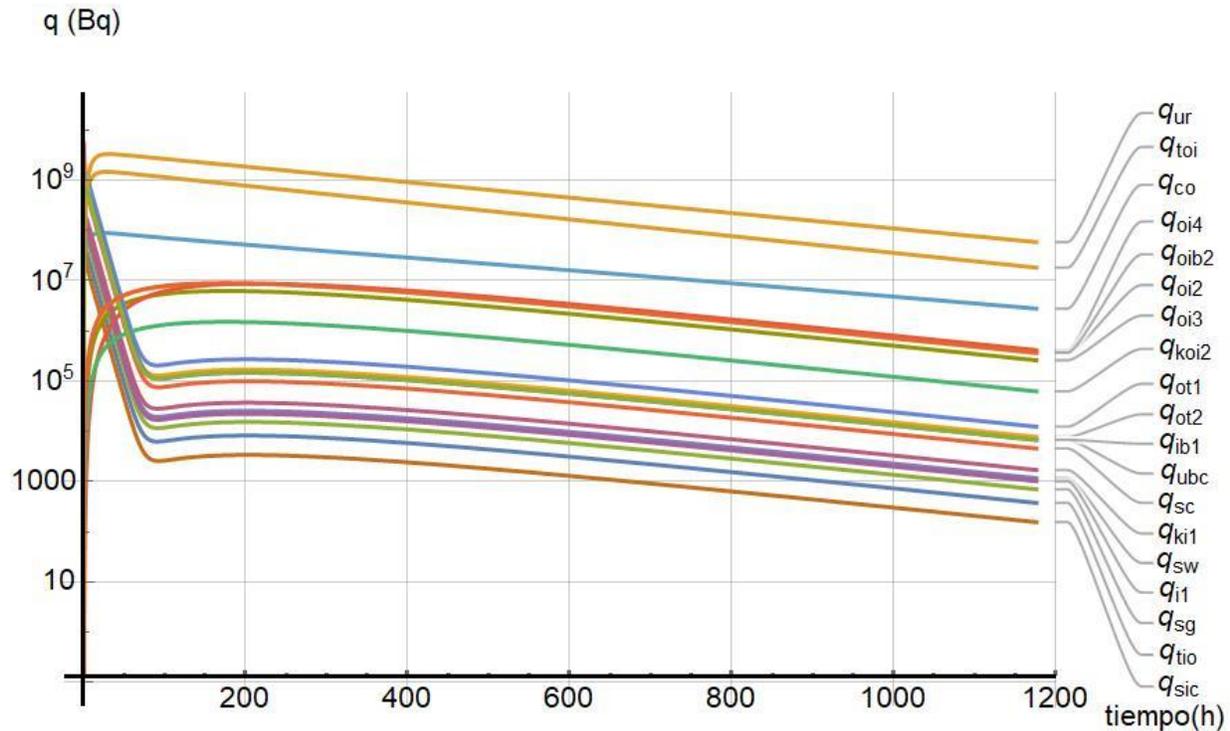


Figura 2. Actividad respecto al tiempo en diferentes órganos debido a la ingesta de 150 mCi del radioisótopo ^{131}I . La clave para identificar que variable q corresponde a cada órgano se muestra en la Figura 1.

Para cumplir el segundo objetivo de este trabajo es necesario conocer el número de transformaciones de cada compartimento, por lo que se integran los valores de actividad para así obtener los datos que se presentan en la Tabla I. Se muestra como el mayor número de transformaciones ocurrió en los siguientes órganos orina, tiroides, estomago, vejiga, heces, riñones, e hígado.

Tabla I. Número de transformaciones en cada compartimento después de 48 horas

Compartimento	Número de transformaciones en 48 horas
Orina (U_{ur})	4.59×10^{14}
Tiroides ($U_{toi} + U_{tio}$)	2.14×10^{14}
Otros yoduros (U_{sc})	7.86×10^{13}
Contenido estomacal (U_{sc})	4.09×10^{13}
Yoduro en sangre (U_{ib1})	2.66×10^{13}
Contenido de la vejiga urinaria (U_{ubc})	2.61×10^{13}
Contenido de colon – heces (U_{co})	1.39×10^{13}
Riñones ($U_{ki1} + U_{koi2}$)	6.72×10^{12}
Pared estomacal (U_{sw})	4.57×10^{12}
Hígado ($U_{i1} + U_{oi2}$)	4.38×10^{12}
Glándulas salivales (U_{sg})	2.74×10^{12}

Contenido del intestino delgado (U_{sic})	1.41×10^{12}
Yoduro orgánico en sangre (U_{oib2})	4.21×10^{11}
Otros yoduros orgánicos ($U_{oi3} + U_{oi4}$)	4.15×10^{11}

En la Tabla II y en la Figura 3 se muestran las dosis recibidas en diferentes órganos después de 48 horas de la ingesta de 150 mCi de ^{131}I , el órgano de la tiroides es el que tiene mayor concentración de dosis, y el hígado es el que tiene menor dosis.

Tabla II. Dosis recibida en los órganos de interés debido a la ingesta de 150mCi de ^{131}I

Órgano	Dosis fotonos (Sv)	Error fotonos (Sv)	Dosis betas (Sv)	Error betas (Sv)	Dosis total (Sv)
Tiroides	1.04	8×10^{-3}	3.11×10^2	3	$(3.12 \pm 0.03) \times 10^2$
Estómago	4.13×10^{-4}	3×10^{-6}	5.31×10^{-1}	5×10^{-3}	$(5.31 \pm 0.05) \times 10^{-1}$
Riñones	3.84×10^{-4}	3×10^{-6}	6.29×10^{-1}	5×10^{-3}	$(6.29 \pm 0.05) \times 10^{-1}$
Hígado	2.27×10^{-5}	1×10^{-7}	7.07×10^2	6×10^{-4}	$(7.07 \pm 0.06) \times 10^2$
Vejiga	1.97×10^{-3}	2×10^{-5}	3.78	3×10^{-2}	3.78 ± 0.03

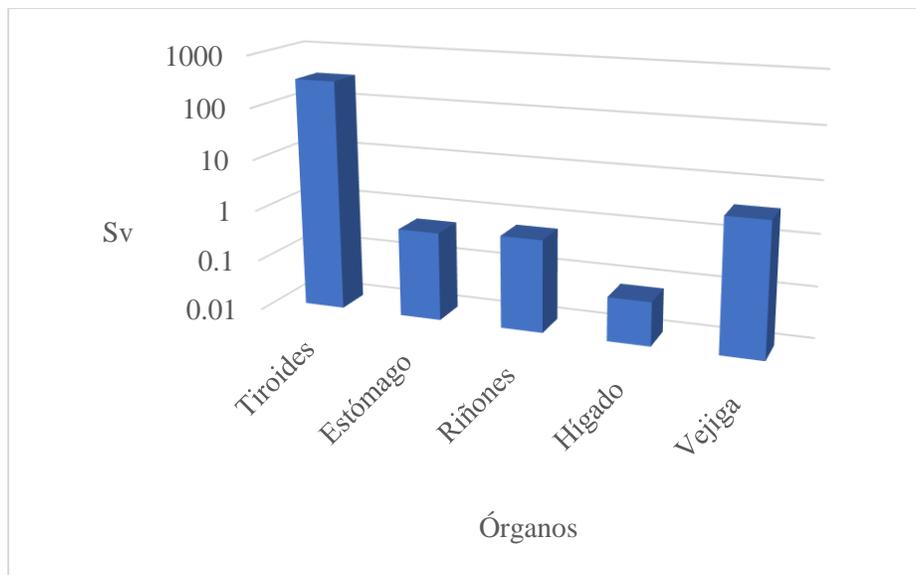


Figura 3. Dosis recibida en órganos de interés durante un periodo de 48 horas a partir de la ingesta de ^{131}I .

En el estudio realizado se obtuvo que a las 48 h de la ingesta de 150 mCi de ^{131}I se tiene 25% de actividad en la tiroides y se ha desechado el 58.5% de la actividad inicial (57% mediante las vías urinarias y 1.5% por las heces), teniendo el 83.5% de la actividad total en la tiroides y desechos. El resto de la actividad se encuentra en los órganos restantes 0.9% hígado, 0.024% riñones, 0.03% estomago, 0.04% vejiga.

4. CONCLUSIONES

Considerando que los pacientes en su mayoría son dados de alta a las 48 h, los resultados que se obtuvieron en este trabajo resaltan la importancia de seguir con la supervisión del paciente y

familiares al cuidado de este en su domicilio. Una opción es el uso de dosímetros, además de medidas de distanciamiento ya que, al momento de egresar el paciente, la tiroides del paciente aún tiene una actividad considerable.

El modelo biológico de la OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica) menciona que el 30% de yodo que llega a la sangre es captado por la glándula tiroides; el otro 70% (aproximadamente) se excreta directamente por el sistema urinario, se puede apreciar que en este estudio se obtuvieron datos similares. También la OIEA menciona que el yodo que se incorpora a las hormonas tiroideas abandona la glándula en un período biológico de 80 d y en otros tejidos en los que se retiene con un período biológico de 12 d, esto también es observado en nuestra aplicación del modelo, ya que en esos tiempos se tienen valores de actividades por abajo del 0.2% [6].

La semivida efectiva del ^{131}I es de 7.3 d, en el modelo se puede apreciar que la actividad máxima se presenta a las 30 h de la ingesta con una actividad de 1.46×10^9 Bq, transcurridos 7.3 d se tiene una actividad de 0.8×10^9 Bq, después de otros 7.3 d se tiene 0.4×10^9 Bq, por lo que el modelo está representando correctamente esa tasa de eliminación del radioisótopo.

El desarrollar el modelo biocinético del ^{131}I en el cuerpo es de gran utilidad ya que permite conocer en tiempo real la actividad en diferentes órganos o compartimentos y esto a su vez permite conocer el número de transformaciones que sucede en cada compartimento. Conociendo este número de transformaciones se puede estimar la dosis recibida, conociendo la dosis en cada órgano podemos determinar que órganos requieren mayor supervisión y cuidado.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece a la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas por su apoyo para realizar este trabajo y al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por la beca proporcionada.

REFERENCIAS

1. M. Vallerga, “Dosimetría biológica de pacientes con carcinoma diferenciado de tiroides tratados con Iodo-131”, *International Radiation Protection Association*, p. 641-653 (2006).
2. J. A. Bautista Ballesteros, I. Torres Espallardo, P. Borrelli, A. Rivas Sanchez, P. Bello, & L. Martí-Bonmatí, “Individualized dosimetry in patients with differentiated thyroid cancer based on external dose rate. Optimization of the number of measurements”, *Revista Española de Medicina Nuclear e Imagen Molecular (English Edition)*, **35(2)**, p. 107-114 (2016).
3. International Commission on Radiological Protection, “ICRP Publication 137 Part 3: Occupational Intakes of Radionuclides”, *Ann. ICRP* **46(3/4)** (2017).
4. R. W. Leggett, “A physiological systems model for iodine for use in radiation protection”, *Radiation research*, **174(4)**, p. 496-516 (2010).
5. M. T. Hays, L. H. Wegner, “A mathematical and physiological model for early distribution of radioiodine in man”, *J. Appl. Physiol.* **20**, p. 1319–1328 (1965).
6. Organismo Internacional de Energía Atómica., “Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos”, *Guía de seguridad*, p. 91 (2004).

Efecto de la Exposición a Dosis Bajas de Radiación Gamma en la Respuesta de las Células LNCaP al Tratamiento con ^{177}Lu -iPSMA

Valeria Areli Cabral Venegas, Consuelo Letechipía de León, Cinthya Fabiola Herrera García
Universidad Autónoma de Zacatecas UAZ
Jdn. Juárez #147, Centro Histórico 98000, Zacatecas, Zac., México
vale.cabral.14@gmail.com ; crenchelo@gmail.com ; cintyafhg77@hotmail.es

Erika Patricia Azorín-Vega
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares ININ
Car. Toluca-México s/n, 52750 La Marquesa, México
erica.azorin@inin.gob.mx

Resumen

La medicina nuclear se ha centrado en realizar aportaciones en el desarrollo y la optimización de radiofármacos como una propuesta innovadora al tratamiento del cáncer prostático. En la década pasada las investigaciones en la medicina nuclear permitieron identificar un fenómeno denominado hipersensibilización a bajas dosis de radiación que se refiere a la reducción significativa de la proliferación de células neoplásicas como resultado de su tratamiento con dosis bajas de radiación ionizante. Actualmente, este fenómeno es utilizado como un coadyuvante en las radioterapias fraccionadas. El pre-tratamiento de lesiones de cáncer prostático con dosis hipersensibilizantes en conjunto con radiofármacos dirigidos representa una alternativa prometedora para el tratamiento del cáncer prostático resistente a la castración. El ^{177}Lu -iPSMA es un radiofármaco dirigido a las células que sobre expresan el marcador tumoral, antígeno prostático específico de membrana asociado con estados avanzados de la enfermedad. El reconocimiento específico de PSMA permite entregar una dosis suficientemente alta a las células blanco para generar una reducción en el tejido neoplásico. El objetivo del trabajo fue evaluar el efecto de la exposición de células LNCaP a dosis bajas de radiación gamma en la respuesta al tratamiento ^{177}Lu - iPSMA. Se irradiaron cultivos celulares de la línea LNCaP con dosis entre 0 a 1 Gy utilizando una fuente de ^{60}Co y se determinó la capacidad clonal de las células LNCaP y mediante la relación de la dosis con el efecto, se construyeron las curvas de sobrevida. Los resultados obtenidos, mostraron que al incrementar la dosis de radiación de exposición la fracción de sobrevida disminuye. Por otra parte, se identificó la dosis de 0.5 Gy como la más citotóxica dentro del rango de exposición entre 0-1Gy. Estos datos proporcionan información preliminar sobre el efecto hipersensibilizante de las dosis bajas de radiación ionizante en células LNCaP ampliando así la posibilidad de potenciar el efecto terapéutico de radiofármacos dirigidos al cáncer prostático.

1. INTRODUCCIÓN

1.1 Cáncer

El cáncer es un término amplio utilizado para aludir a un conjunto de enfermedades que se pueden originar en casi cualquier órgano o tejido del cuerpo cuando células anormales crecen de forma descontrolada, sobrepasan sus límites habituales e invaden partes adyacentes del cuerpo o se propagan a otros órganos [1].

El cáncer es un importante problema de salud pública en todo el mundo y la segunda causa de muerte en los Estados Unidos, esto representa un problema inmediato de orden global. El cáncer no solo representa un problema clínico, sino que actualmente se concentra en un daño físico, emocional y financiero para las familias, las comunidades y los sistemas de salud [1] [2].

1.2 Cáncer de próstata y estadísticas

Los tipos de cáncer más comunes en los hombres son próstata, pulmón y colorrectal representando aproximadamente el 43 % de todos los tipos de cáncer diagnosticados en hombres [1].

El cáncer de próstata, representa la neoplasia maligna más común en los hombres en todo el mundo, con un 10-20 % de los casos que progresan a cáncer de próstata metastásico resistente a la castración (CPRCm) y aproximadamente el 90 % de ellos se presentan con metástasis óseas que causan dolor, fracturas por estrés y morbilidad [3].

1.3 Tratamientos actuales

El progreso en las técnicas de tratamiento contra el cáncer se ha acelerado en la última década dando lugar al avance en la detección temprana, las técnicas quirúrgicas y las terapias dirigidas [2] [4].

A pesar de ello, los tratamientos usados con más frecuencia se reducen a la vigilancia activa, la radioterapia local y la prostatectomía. En algunos casos, si la enfermedad se disemina fuera de la próstata se realiza una castración quirúrgica o química con la cual se busca disminuir los niveles de testosterona y reducir el crecimiento del tumor dependiente de hormonas. Desafortunadamente la respuesta producida por la castración es transitoria de modo que la mayoría de los pacientes progresarán hacia CPRCm [5].

Los pacientes con CPRCm, que no respondían a la terapia, tenían hasta hace muy poco tiempo solo unas pocas opciones terapéuticas. Los recientes avances en este campo han abierto nuevas perspectivas en el tratamiento de esta enfermedad. Algunos de los nuevos tratamientos sugieren que los radiofármacos dirigidos podrían aportar una nueva perspectiva al tratamiento de pacientes con cáncer prostático.

1.4 Medicina Nuclear

La medicina nuclear es la especialidad médica que emplea radiofármacos, la cual se ha presentado como un aliado significativamente útil para la medicina, auxiliando en diversos diagnósticos y tratamientos, especialmente del cáncer. La importancia y los usos de los radionúclidos en medicina aumentan continuamente dado que la información que proporcionan a nivel molecular y en tiempo real permite el diagnóstico certero y la terapia eficiente en todo el mundo [6].

Con la terapia de radionúclidos dirigidos se administran altos niveles de actividad de radioisótopos generalmente emisores de partículas unidos a moléculas bioactivas que lo dirigen a los sitios de interés para administrar altas dosis de radiación a los tejidos objetivo [7].

1.5 Hipersensibilidad

El fenómeno observable en donde las células expuestas a bajas dosis de radiación (< 0.5 Gy) muestran menor capacidad clonal en comparación con las que reciben exposiciones por encima de ese valor, se conoce como hipersensibilidad inducida por radiación (RIH) [8] [9].

Recientes investigaciones apuntan que el origen del fenómeno de RIH se debe a la incapacidad de las células para detectar el daño producido por bajas dosis de radiación de manera eficiente y por lo tanto, los mecanismos de reparación radioprotectores putativos no se activan, lo que produce un aumento de la muerte celular [7][9].

1.6 Radiofármacos

Los radiofármacos son agentes conformados por moléculas biológicamente activas marcadas por radionúclidos que por su cantidad y calidad de radiación pueden ser administrados en forma segura a los seres humanos, para proporcionar una dosis de radiación ionizante con una aplicación en diagnóstico por imagen y terapia [10].

1.6.1 ^{177}Lu -Lutecio (^{177}Lu)

Es uno de los radionúclidos más estudiados por sus aplicaciones terapéuticas que se pueden atribuir a sus características nucleares y químicas favorables para el diseño y producción de radiofármacos. Además, tiene una vida media de 6.6 días, es emisor beta, con energía máxima de 438.3 keV, suficiente para producir citotoxicidad en tumores malignos; igualmente, es un emisor gamma de energía 208 keV lo que hace posible su uso para la obtención de imágenes por tomografía de emisión SPECT. Otra característica respecto a la química del ^{177}Lu , da lugar a productos estables que muestran buenas características para estudios in vivo.

Sin embargo, el factor individual más importante que contribuye al mayor interés y uso del ^{177}Lu en medicina nuclear es su facilidad de producción en altos niveles de actividad con alta actividad específica en muchos reactores nucleares existentes en todo el mundo [11].

1.6.2 ^{177}Lu -iPSMA

La terapia con radionúclidos dirigidos tiene ventajas significativas sobre el uso de terapias convencionales, ya que tiene como blanco específico al tejido con una condición patológica como el cáncer mientras protege las células sanas adyacentes [8].

El ^{177}Lu -iPSMA es un radiofármaco de última generación compuesto por el radionúclido terapéutico ^{177}Lu unido a un péptido que se une específicamente y con gran afinidad a las glicoproteínas de membrana sobre expresadas de manera diferencial en las células y la neovascularización asociada a cáncer [12].

El antígeno prostático específico de membrana (PSMA) es una glicoproteína con actividad enzimática que se sobre expresa en diferentes tipos de cáncer y su neovascularización reconocida como marcador tumoral y asociada con estados avanzados de la enfermedad y mal pronóstico. La aplicación terapéutica de los inhibidores de PSMA, (iPSMA) marcados con ^{177}Lu produce una disminución de más del cincuenta por ciento en los niveles de antígeno prostático, así como un aumento significativo de la supervivencia en el setenta por ciento de los pacientes con CRPCm [3][12].

Diversos estudios han demostrado desde el punto de vista dosimétrico, que el tratamiento de pacientes con CRPCm con ^{177}Lu -iPSMA es seguro y terapéuticamente eficaz [3]. Sin embargo, también en algunos casos se presenta la resistencia a la terapia y la exacerbación de lesiones óseas resistentes al tratamiento.

Es por lo anterior que se propuso en el presente trabajo irradiar células LNCaP con dosis de radiación hipersensibilizantes entre 0.1 y 1 Gy previas al tratamiento con ^{177}Lu -iPSMA y evaluar si con ello es posible aumentar la respuesta citotóxica de las células de cáncer y con ello aportar conocimiento en la línea de investigación del tratamiento del CRPCm.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Cultivo celular

La línea celular de cáncer de próstata LNCaP (PSMA+/GRPR-; CRL-1740) se mantuvo en medio RPMI-1640 suplementado con suero bovino fetal y una solución de antibióticos y antimicóticos (1%) a 37°C en 5% de CO₂. Se permitió el crecimiento y división de las células evaluando constantemente la densidad celular de los cultivos el cual se mantuvo en todo momento por debajo del 90%. Las células se despegaron de la botella de cultivo por métodos enzimáticos y se verificó que el porcentaje de viabilidad fuera mayor al 85% a través del ensayo por exclusión de azul de tripano antes de cada experimento.

2.1.2 Proliferación celular

Para verificar el estado óptimo de las células, su viabilidad se evaluó a través del ensayo por exclusión de azul de tripano que tiñe diferencialmente las células dañadas en función de su integridad de membrana en células viables y no viables.

Se tomó una muestra de la suspensión celular, mezclando con azul de tripano en una proporción 1:1 (20µL-20µL). Posteriormente se colocó en una cámara de Neubauer para bajo microscopio óptico realizar un conteo de las células vivas y muertas y con ello determinar el porcentaje de viabilidad de la suspensión.

2.2 Pre-irradiación

El procedimiento de pre-irradiación se llevó a cabo empleando una fuente de radiación externa con el sistema Picker C9 (⁶⁰Co) cuya radiación emitida fue colimada para definir un tamaño del campo de 10x10cm.

Las suspensiones celulares fueron colocadas en el cubre cámara y alineadas de tal forma que el campo de radiación las cubrió por completo.

El micro tubo de 1.5ml lleno de líquido y conteniendo las células en suspensión se colocó en el centro de la cámara, el tiempo estimado para depositar la dosis de radiación absorbida deseada en función de la tasa de dosis.

2.3 Ensayo clonogénico

Una vez irradiadas se tomó una muestra de la suspensión de células únicas conteniendo entre 1×10^3 y 1×10^4 células y se colocó por sextuplicado en una placa de 96 pozos las cuales se incubaron durante 8 días a 37°C en una atmósfera con 5% de CO₂ y 85% de humedad. Al cabo de este tiempo, las colonias formadas en cada uno de los pozos se fijaron con metanol y se tiñeron con una solución de cristal violeta. Posteriormente se tomaron imágenes de los pozos para su posterior análisis.

2.3 Determinación de eficiencia de placa y fracción de sobrevivida

Se determinó mediante las siguientes ecuaciones la eficiencia de placa (EP) y la fracción de sobrevivida (FS) con la finalidad de estimar el efecto de hipersensibilidad por exposición a bajas dosis de radiación gamma para las células LNCaP con el ¹⁷⁷Lu-iPSMA

$$EP = \frac{\text{Colonias sobrevivientes}}{\text{Colonias sembradas}} \quad (1)$$

$$FS = \left(\frac{EP}{100} \right) \left(\frac{\text{dosis}}{n^{\circ} \text{ células iniciales}} \right) \quad (2)$$

2.4 Curvas de sobrevida

El número de colonias detectadas en los grupos no irradiados se utilizó para calcular la eficiencia del cultivo (PE) para cada grupo experimental y al relacionar este parámetro con el número inicial de células sembradas y el número de colonias detectadas después de la irradiación a las diferentes dosis, se obtuvo el valor de fracción de sobrevida. Se generaron curvas a partir del valor de fracción de sobrevida, correspondiente a la dosis a través del análisis de imágenes con la ayuda de programas de conteo automático Image J.

3. RESULTADOS

3.1 Cultivo celular

Se cultivó y mantuvo en crecimiento la línea tumoral de cáncer prostático LNCaP, bajo el medio RPMI-1640, adicionado con soluciones antimicóticas y antibióticas.



Imagen 1. Línea celular LNCaP, cultivada en medio RPMI-1640, adicionado con soluciones antimicóticas y antibióticas.

3.2 Determinación de los efectos producidos por la pre-irradiación

Se obtuvieron imágenes de las colonias formadas después de la exposición a las diferentes dosis de radiación (Fig.2). Las imágenes de cada pocillo fueron analizadas en programas de conteo automático.

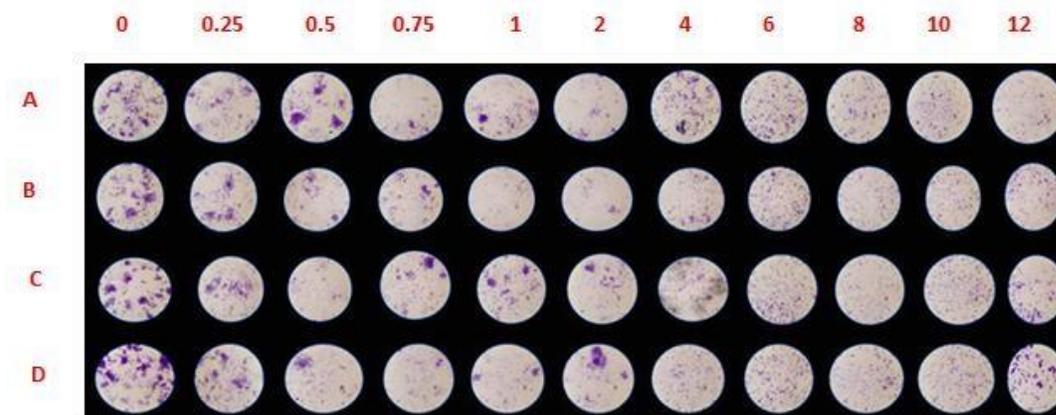


Imagen 2. Imágenes representativas de las colonias formadas por las células LNCaP expuestas a diferentes dosis de radiación gamma.

2.3 Determinación de Eficiencia de Placa y Fracción de Sobrevida

Tabla I. Fracción de sobrevida respecto a la radiación

DOSIS	FS
0	1
0.25	0.67464115
0.5	0.33492823
0.75	0.42583732
1	0.5645933
2	0.41148325
4	0.45454545
6	0.36682616
8	0.22607656
10	0.24114833

Los datos obtenidos del número de colonias formadas en cada condición permitieron encontrar que la EP de la línea celular fue de 2.6125 y que la FS disminuyó conforme aumentó la dosis y que efectivamente hubo un descenso significativo en las suspensiones irradiadas con dosis menores a 1 Gy (Tabla 1).

2.4 Curvas de sobrevida

Los datos de FS se graficaron en función de la dosis de radiación para generar las curvas de sobrevida. El análisis visual de la forma de la curva muestra que las dosis < 2 Gy producen un decremento importante de la FS lo que representa el efecto hipersensibilizante de las dosis bajas de radiación sobre las células LNCaP.

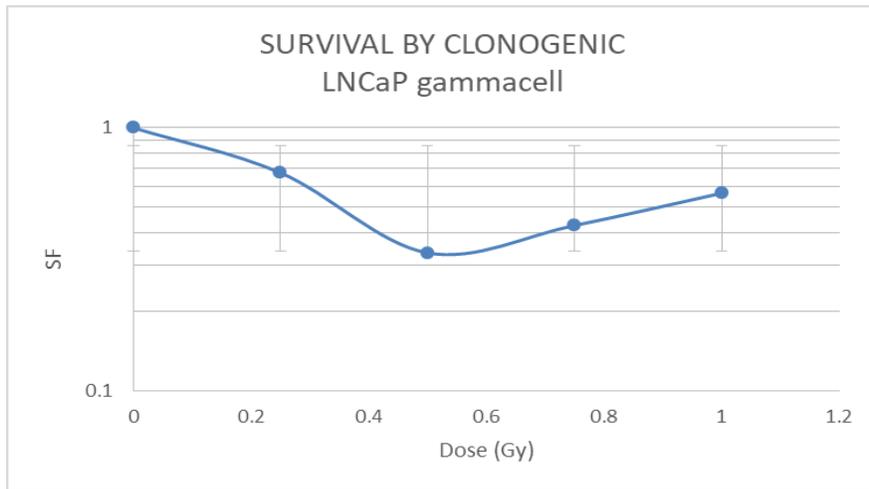


Figura 1. Curva de sobrevivencia de las células LNCaP expuestas a una dosis de radiación gamma menor a 1 Gy.

Como muestra la Fig.1 el análisis del efecto en la capacidad clonal de las células LNCaP por la exposición a dosis menores a 1Gy permitió reconocer que la dosis de 0.5 Gy es la que induce un mayor daño en la capacidad clonal de la línea celular LNCaP lo cual nos ha permitido establecer esa dosis como la que se utilizará en adelante para evaluar el efecto radiosensibilizante de dosis bajas de radiación.

De manera adicional, se determinaron los efectos de las dosis entre 1-12Gy sobre la capacidad clonal de las células LNCaP y se obtuvo a partir del análisis de las imágenes de las colonias formadas por las células irradiadas a los ocho días posteriores a la irradiación y de la estimación de la FS. La curva de sobrevivencia (Fig. 2) generada a partir de esos valores, muestra que de acuerdo a lo esperado a medida que aumenta la dosis de radiación también disminuye la capacidad clonal de las células de cáncer de próstata. Estos resultados también nos permitieron establecer las condiciones óptimas para evaluar los efectos radiobiológicos de la radiación.

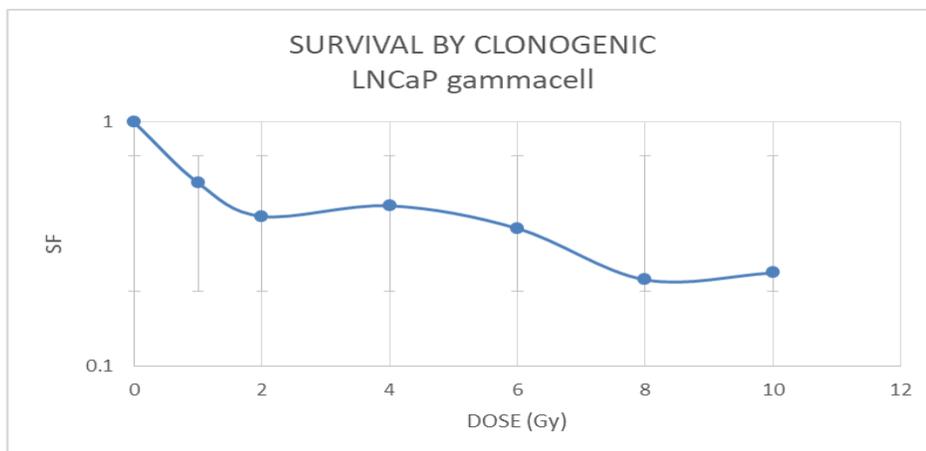


Figura 2. Curva de sobrevivencia de las células LNCaP expuestas a dosis de radiación gamma entre 1 – 12 Gy.

El análisis visual de la curva de supervivencia indica que las células LNCaP son radio resistentes ya que la curva presenta un hombro pronunciado asociado con la gran capacidad de reparación que presenta esta línea celular. Como muestra la Figura 2, se requiere una dosis de 2 Gy para reducir a la mitad la FS y una de 8 Gy para reducirlo en cuatro órdenes de magnitud.

Se presenta una adaptación del método tradicional para evaluar las respuestas radiobiológicas de la radiación que consiste en el uso del ensayo clonogénico a pequeña escala en una placa de 96 pozos y con el cual a diferencia de los métodos tradicionales permite en poco tiempo conocer el efecto de la radiación sobre la capacidad de reproducción clonal de las células. La utilidad de este nuevo método queda demostrada pues la forma de la curva de supervivencia obtenida corresponde a la que se obtiene por los métodos tradicionales con la ventaja de que con este método se ahorra tiempo y se aumenta el número de mediciones disminuyendo con ello la incertidumbre. Los resultados preliminares que se muestran servirán de base para establecer el beneficio de la aplicación de dosis hipersensibilizantes menores a 1Gy previas al tratamiento con radiofármacos a fin de generar una potenciación del efecto citotóxico del tratamiento con la terapia de radionúclidos dirigidos lo cual es de importancia para la aplicación de la radiación en medicina nuclear.

4. CONCLUSIONES

Las células LNCaP fueron irradiadas con dosis de 0.1 y 1 Gy como exposición hipersensibilizante previas al tratamiento con ^{177}Lu -iPSMA y se evaluó si con ello es posible aumentar la respuesta citotóxica de las células de cáncer con el objetivo de aportar conocimiento en la línea de investigación para el tratamiento del CRPCm.

El máximo efecto hipersensibilizante en la capacidad de proliferación clonal de las células LNCaP se produjo con la exposición a una dosis de radiación gamma de 0.5 Gy.

Estos resultados suponen un precedente al tratamiento del cáncer prostático en conjunto con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA, el cual se espera actúe como un coadyuvante en el tratamiento de pacientes con neoplasias prostáticas resistentes a la radiación.

Es importante mencionar que estos resultados responden a condiciones *in vitro*, siendo necesaria su evaluación en sistemas *in vivo* que permitan determinar los efectos de bajas dosis de radiación en tejidos neoplásicos en conjunto con radiofármacos dirigidos.

REFERENCIAS

1. “Organización Mundial de la Salud” <https://www.who.int/es> (2022).
2. Xia, C., Dong, X., Li, H., Cao, M., Sun, D., He, S., ... & Chen, W. Cancer statistics in China and United States, 2022: profiles, trends, and determinants. *Chinese medical journal*, **135(05)**, p. 584-590 (2022).
3. Luining, W. I., Cysouw, M. C., Meijer, D., Hendrikse, N. H., Boellaard, R., Vis, A. N., & Oprea-Lager, D. E. Targeting PSMA Revolutionizes the Role of Nuclear Medicine in Diagnosis and Treatment of Prostate Cancer. *Cancers*, **14(5)**, p. 1169 (2022).
4. Islami, F., Ward, E. M., Sung, H., Cronin, K. A., Tangka, F. K., Sherman, R. L., ... & Benard, V. B.. Annual report to the nation on the status of cancer, part 1: national cancer statistics. *JNCI: Journal of the National Cancer Institute*, **113(12)**, p. 1648-1669 (2021).
5. “Servicio Nacional de Salud” <https://www.nhs.uk/> (2022).
6. Payolla, FB, Massabni, AC y Orvig, C. Radiofármacos para el diagnóstico en medicina nuclear: una breve revisión. *Eclética Química*, **44 (3)**, p. 11-19 (2019).
7. Słonina, D., Biesaga, B., Urbański, K., Kojs, Z., & Waligórski, M. (2006). Evidence of low-dose hyper-radiosensitivity in normal cells of cervix cancer patients?. *Radiation protection dosimetry*, **122(1-4)**, p. 282-284 (2006).
8. Knapp, FF y Dash, A. *Radiopharmaceuticals for therapy*. Springer, Nueva Delhi, India (2016).
9. C. Short, J. Kelly, CR Mayes, M. Woodcock, MC Joiner, S. Low-dose hypersensitivity after fractionated low-dose irradiation in vitro. *International journal of radiation biology*, **77(6)**, p. 655-664 (2001).
10. Crestoni, M. E. *Radiopharmaceuticals for Diagnosis and Therapy*. Elsevier. Países Bajos . (2018).
11. Banerjee, S., Pillai, M. R. A., & Knapp, F. F. Lutetium-177 Therapeutic Radiopharmaceuticals: linking chemistry, radiochemistry, and practical applications. *Chemical reviews*, **115(8)**, p. 2934-2974 (2015).
12. Nava-Cabrera, M., Azorín-Vega, E., Oros-Pantoja, R., & Aranda-Lara, L. Comparison between ¹⁷⁷Lu-iPSMA and ²²⁵Ac-iPSMA dosimetry at a cellular level in an animal bone metastasis model. *Applied Radiation and Isotopes*, **176**, p. 109898 (2021).

Efecto del secretoma de fibroblastos irradiados sobre la viabilidad de células tumorales LNCaP y AR42J

Cintya Fabiola Herrera García, Consuelo Letechipía de León, Valeria Areli Cabral Venegas

Universidad Autónoma de Zacatecas

Jdn. Juarez N°147, Centro histórico, 98000 Zacatecas, Zacatecas. México.

cintyafh77@hotmail.es ; crenchelo@gmail.com ; vale.cabral.14@gmail.com

Erika Patricia Azorín-Vega

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carr. Toluca-México s/n, 52750, La Marquesa, México.

erica.azorin@inin.gob.mx

Resumen

El ^{177}Lu tiene características favorables para ser empleado en terapia radionuclídica usando blancos moleculares específicos. La ventaja que posee respecto a otros emisores alfa es el efecto de fuego cruzado que permite la irradiación de tejido tumoral en forma homogénea, incluso en regiones donde el radiofármaco no se acumula. Es por ello que éste radioisótopo es el candidato ideal en la generación de nuevos radiofármacos para el tratamiento de enfermedades como el cáncer de próstata, el cual, en México representa la causa más frecuente de mortalidad por tumores malignos en hombres con un 16% de incidencia. Investigaciones recientes muestran que las respuestas de las células blanco pueden tener efecto sobre las no blanco y viceversa, este fenómeno conocido como efecto Bystander puede presentarse después del tratamiento con radiofármacos y la respuesta que produce es contradictoria ya que la exposición del tejido sano a la radiación puede causar distintos efectos secundarios como fibrosis, cáncer secundario y recidiva. El objetivo del trabajo fue medir el efecto del secretoma de fibroblastos irradiados en la viabilidad de las líneas celulares LNCaP y AR42J. Los modelos biológicos de estudio fueron cultivados en condiciones estandarizadas en placas de 96 pozos con 100ul de medio Roswell Park Memorial Institute (RPMI-1640) durante 24h antes de ser tratados durante 72h con el exosoma aislado de fibroblastos humanos mantenidos en medio Eagle modificado por Dulbecco rico en glucosa (DMEMhg) libre de suero después de 120h de someterlos a una dosis de radiación gamma entre 0 a 10 Gy con el equipo gamma cell. El efecto del exosoma sobre el número de células se determinó con XTT. Adicionalmente, el exosoma de células AR42J aislado 96h después de ser irradiadas en el gamma cell se colocaron a células del estroma (fibroblastos embrionarios de ratón) para evaluar el efecto sobre la viabilidad de las células tumorales a las 24, 48 y 72h. Los resultados muestran que la capacidad del exosoma radioinducido de células tumorales fue capaz de inducir una respuesta a distancia de forma recíproca y dependiente de la dosis de radiación gamma a la que fueron expuestas las líneas celulares tumorales LNCaP y AR42J pudiendo así modular la viabilidad de los fibroblastos.

1.

INTRODUCCIÓN

En la actualidad la principal causa de muerte a nivel mundial es el cáncer. En el año 2020 se reportaron alrededor de 10 millones de defunciones atribuidas a esta enfermedad, lo cual representa una sexta parte de los casos registrados. Los tipos más comunes de cáncer son los de mama, pulmón, colon y recto y próstata[1].

1.1. Cáncer Prostático

Los tumores prostáticos de origen mesenquimal son poco conocidos, representan entre un 1 y 2 por ciento de las neoplasias malignas prostáticas y sobre todo las de origen estromal [2]. En América el cáncer de próstata representa el tipo de cáncer más frecuentemente diagnosticado en hombres, siendo el 21.7% de los casos totales [1]. En México este tipo de cáncer es la causa más frecuente de mortalidad por tumores malignos con un 16% de incidencia [3].

1.2 Cáncer de páncreas

El cáncer de páncreas (CP) es considerado uno de los tipos de cánceres más fulminante, suele diagnosticarse en fases tardías de su evolución, regularmente menos del 20% de los pacientes son candidatos a una resección tumoral curativa. La edad avanzada es uno de los factores de riesgo más importantes, pues el 80% de los casos comienza entre los 60–80 años, raramente aparece antes de los 40 años. El principal factor para el desarrollo de cáncer de páncreas es a predisposición genética. Se calcula que arriba del 10% de los pacientes que cursan con cáncer de páncreas tiene algún familiar de primer o de segundo grado con esta enfermedad. Uno de los principales factores de riesgo medioambiental para el desarrollo del cáncer de páncreas es el consumo de tabaco, pues se estima que éste causa hasta el 25% de los tumores de páncreas. Algunos estudios mencionas una fuerte asociación con la diabetes mellitus y se ha observado que podría ser una causa de la recurrencia de éste.

1.3. Estroma prostático y pancreático

La glándula prostática posee un estroma especializado hormonalmente dependiente, con una compleja interacción estromal-epitelial, que participa en la morfogénesis del epitelio prostático, la diferenciación, proliferación y expresión de proteínas específicas de la próstata, postulándose que las lesiones proliferativas del estroma prostático son el resultado de una interacción anómala estromal-epitelial. Las lesiones proliferativas del estroma prostático se han clasificado en función de su celularidad, actividad mitótica y presencia de necrosis en tumores del estroma prostático de potencial maligno incierto y sarcomas del estroma prostático [4].

El matrisoma pancreático es sumamente relevante para la fisiología y maduración del tejido al promover la diferenciación de las células β y modular la proliferación y secreción de insulina en el tejido normal. Igualmente, importante el microambiente de los tumores pancreáticos es muy dinámico y promueve la progresión tumoral, metastasis y resistencia terapéutica. El grado de malignidad de los tumores pancreáticos esta asociado con el deposito excesivo del estroma alrededor de las lesiones acompañado de hipovascularización y supresión inmune.

1.4. Efecto Bystander

La inducción de muerte por radiación en un organismo o tejido está en función del tipo de célula irradiada, tipo y energía de la radiación, tasa de dosis entre otros. La radiación daña distintos componentes estructurales de la célula de forma no selectiva. Sin embargo, el material más vulnerable de la célula es el ADN, el cual puede ser dañado de forma directa (ruptura simple o doble de la cadena de ADN) o indirecta (producción de radicales libres por hidrólisis del agua) por efecto de la radiación. Cuando el daño al ADN no puede ser reparado o tolerado se pueden manifestar aberraciones cromosómicas, mutaciones genéticas y transformaciones malignas. La muerte celular no es simplemente una consecuencia de la inactivación del genoma, se basa en reacciones enzimáticas complejas que desencadenan apoptosis, necrosis, autofagia y otras formas de muerte celular.

Por medio del efecto (bystander), las células con daño radiobiológico pueden inducir muerte celular en células vecinas, no irradiadas a través de la liberación de citosinas y elementos altamente reactivos químicamente llamados radicales libres por lo cual, tejidos que no fueron irradiados en forma directa sufren los mismos efectos que los tejidos que si fueron tratados con radiación [6].

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Cultivo celular

Las líneas celulares LNCaP y AR42J se mantuvieron en medio de cultivo RPMI-1640 y los fibroblastos (donados por el Dr. Roberto Sánchez-Sánchez del INR) se mantuvieron en medio DMEM. Los medios de cultivo fueron suplementados con bicarbonato de sodio 0.5g, HEPES 0.65g, suero bovino fetal 10% y una solución de antibióticos y antimicóticos 1% ajustando el pH a 7.4 (\pm 0.2) con este medio las células fueron incubadas a 37°C, 85% de humedad en una atmósfera con 5% de CO₂.

Una vez que los cultivos celulares alcanzaron 80% de confluencia, se lavaron con PBS estéril y se trataron con una solución de tripsina/EDTA (0.25/0.03%) para despegar las células de la caja. Las células suspendidas se recuperaron y se lavaron con medio fresco y libre de suero. El número y viabilidad de las células se determinó con el ensayo de exclusión de azul tripano.

2.2. Irradiación celular

La irradiación de las células en suspensión se realizó con una fuente de ⁶⁰Co contenida en el irradiador gamma (Gammacell 220, USAEC) ubicado en el Departamento del Irradiador Gamma del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). A partir de la tasa de irradiación de la fuente, se calculó la dosis absorbida en agua para el día en que se realizaron las irradiaciones y de ese modo se establecieron los tiempos de exposición a fin de que las células en suspensión recibieran la dosis absorbida de radiación entre 2-10Gy.

Para las irradiaciones, las células se colocaron dentro de un vaso de precipitado lleno de agua dentro del cual se colocaron las células en suspensión dentro de microtubos con 1.5ml de una solución con 5.3×10^5 células/ml.

2.3. Obtención del exosoma

Se colocaron 5.3×10^4 células LNCaP, AR42J o FB irradiadas en placas de 96 pozos durante 1h en medio completo. Posteriormente, el medio de cultivos estándar se reemplazó por medio libre de suero y las células se incubaron por 120h antes de recuperar el medio. El medio recuperado se centrifugó (10 min a 300 g, 15 min a 2000 g y 30 min a 10,000 g) y el sobrenadante se ultracentrifugó (70 min a 120,000 g) dos veces antes de recuperar los exosomas.

2.4. Tratamiento con medio condicionado

Los exosomas recuperados a partir del medio de cultivo de las células irradiadas se agregaron (50ul) a la placa de 96 pozos que contenía 5.3×10^4 células LNCaP, AR42J o FB no irradiadas en PBS. Se mantuvo un grupo control para cada línea celular el cual no recibió exosomas el cual servirá como referencia del comportamiento natural de las células bajo las condiciones experimentales utilizadas. Los cultivos se mantuvieron durante 96h con el medio condicionado realizando la evaluación de la viabilidad celular cada 24h.

2.5. Ensayo de viabilidad

La viabilidad de las células después del tratamiento con el medio condicionado se determinó colocando 50ul del reactivo XTT al completarse el periodo de evaluación e incubando durante 3h a 37°C antes de obtener las lecturas colorimétricas con el espectrofotómetro Epoch a una longitud de onda de 450nm usando como referencia 690nm.

3.

RESULTADOS

Tomando en cuenta la importancia del estroma en la estructura del tejido prostático y pancreático así como su relevancia en cuanto a la respuesta y progresión tumoral, evaluamos el efecto del exosoma radioinducido de las células del estroma (fibroblastos) en la viabilidad de las células tumorales LNCaP y PC3. Para esto, células LNCaP fueron tratadas con los exosomas obtenidos a partir de fibroblastos irradiados con rayos gamma provenientes de una fuente de ^{60}Co en un intervalo entre 1-10Gy.

La viabilidad de las células LNCaP se redujo significativamente por el tratamiento con el exosoma de los fibroblastos irradiados con dosis a partir de 4Gy (Fig.1) a medida que la dosis de radiación se incrementó también se redujo la viabilidad de las células tumorales. Esta observación sugiere que la composición del exosoma inducido con dosis menores a 4Gy no afecta la viabilidad de las células tumorales y que una dosis de 4Gy es suficiente para que las células del estroma secreten las citosinas adecuadas y en la concentración suficiente para alterar la viabilidad de las células LNCaP. El exosoma resultante de la exposición de las células con dosis de radiación (superiores a 4Gy) no ejerció un efecto mayor sobre la viabilidad celular lo

que sugiere que la composición y concentración del exosoma no depende de la dosis de radiación a la que se exponen las células del estroma.

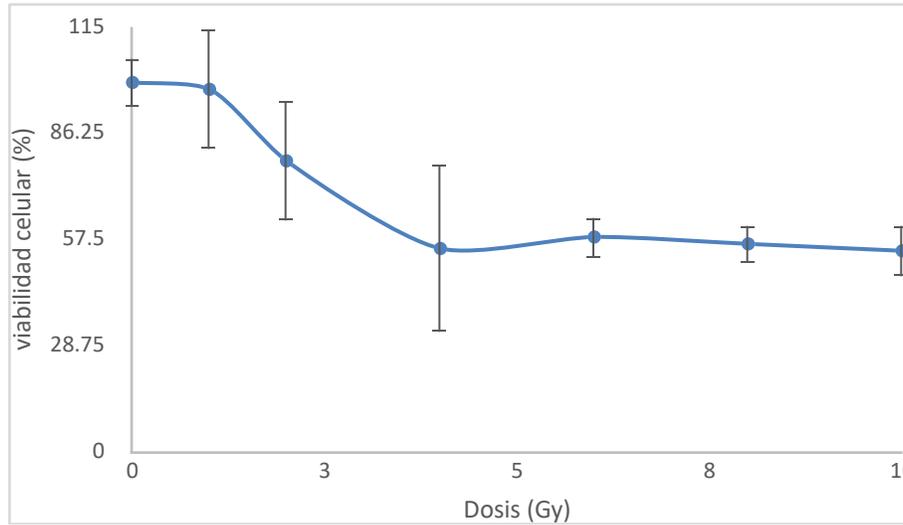


Figura 1.- Efecto del exosoma derivado de células estromales (fibroblastos) irradiados en un intervalo de dosis entre 1 a 10 Gy sobre la viabilidad de las células de cáncer de próstata LNCaP.

Teniendo en cuenta que las células tumorales son por lo general el blanco de la radiación, se evaluó el efecto del exosoma radioinducido, por un intervalo de dosis de radiación entre 1-10Gy, de células tumorales LNCaP sobre la viabilidad de las células del estroma (fibroblastos) a las 24, 48 y 72h.

Al respecto encontramos que tras 24h de tratamiento de los fibroblastos con el exosoma derivado de las células tumorales LNCaP irradiadas con dosis entre 1-10Gy la viabilidad celular permaneció sin cambio excepto por el exosoma de las células LNCaP irradiadas con 2Gy (Fig. 2) en donde se observó un incremento significativo en el porcentaje de viabilidad el cual se duplicó. Con respecto al exosoma derivado de las células LNCaP que fueron irradiadas con 1 y 4Gy se observa una tendencia a incrementar el porcentaje de viabilidad, sin embargo, dada la gran variabilidad entre los datos no se puede considerar el efecto como estadísticamente significativo. Habrá que repetir la observación a fin de confirmar que el exosoma de las células LNCaP irradiadas con 2Gy promueve significativamente la viabilidad de los fibroblastos a las 24h.

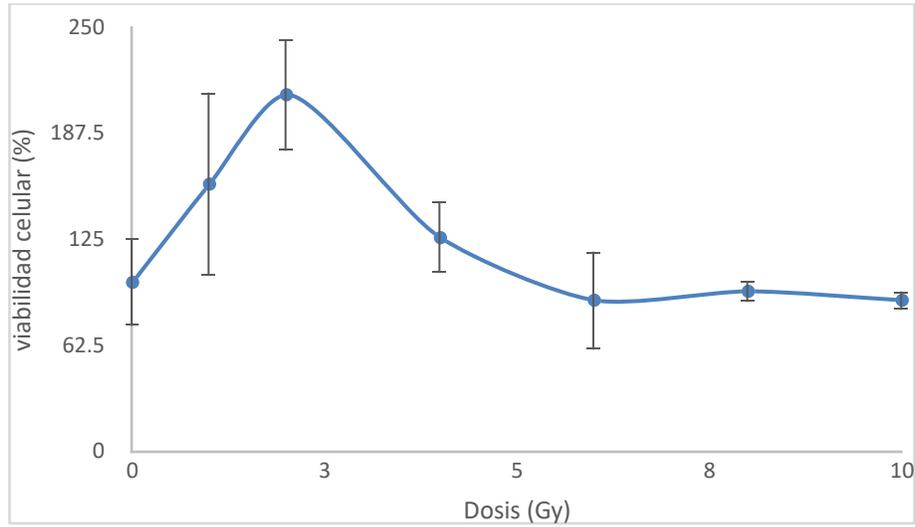


Figura 2. Efecto del tratamiento durante 24h con los exosomas derivados de células LNCaP irradiadas en un intervalo de dosis entre 1-10Gy en el porcentaje de viabilidad de fibroblastos.

El tratamiento de las células del estroma durante 48h con el exosoma de células tumorales LNCaP irradiadas produjo un efecto moderado sobre la viabilidad de las células reduciéndolo hasta en 32% y siendo significativo solo cuando el tratamiento se dio con el exosoma derivado de las células irradiadas a 10Gy (Fig. 3). La viabilidad de los fibroblastos en el resto de los tratamientos se mantuvo sin cambio después de 48h de tratamiento con respecto al control indicando que el incremento en el número de células observado a las 24h (Fig. 2) fue temporal siendo irrelevante en la proliferación celular a las 48h lo que podría explicarse como resultado de un efecto agudo en la actividad enzimática teniendo en cuenta que el reactivo XTT determina el número de células en cultivo a través de la medición de la actividad mitocondrial.

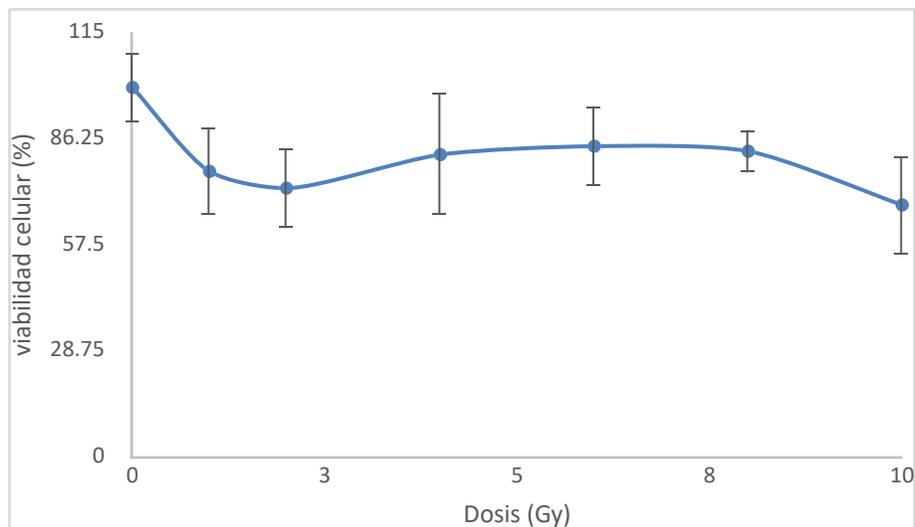


Figura 3.- Efecto del exosoma derivado de células tumorales LNCaP en la viabilidad de las células estromales a 48 horas.

En forma similar a lo observado a las 48h (Fig. 3) el porcentaje de viabilidad de los fibroblastos tras 72h (Fig. 4) de tratamiento con el exosoma producido por las células LNCaP irradiadas con dosis entre 1-10Gy no cambio.

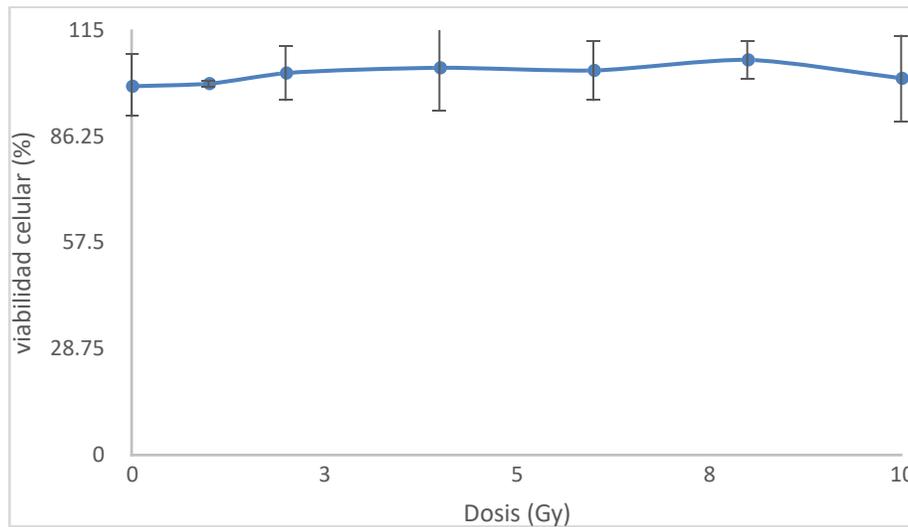


Figura 4.- Efecto del exosoma de células tumorales en la viabilidad de las células estromales tras 72 horas de incubación.

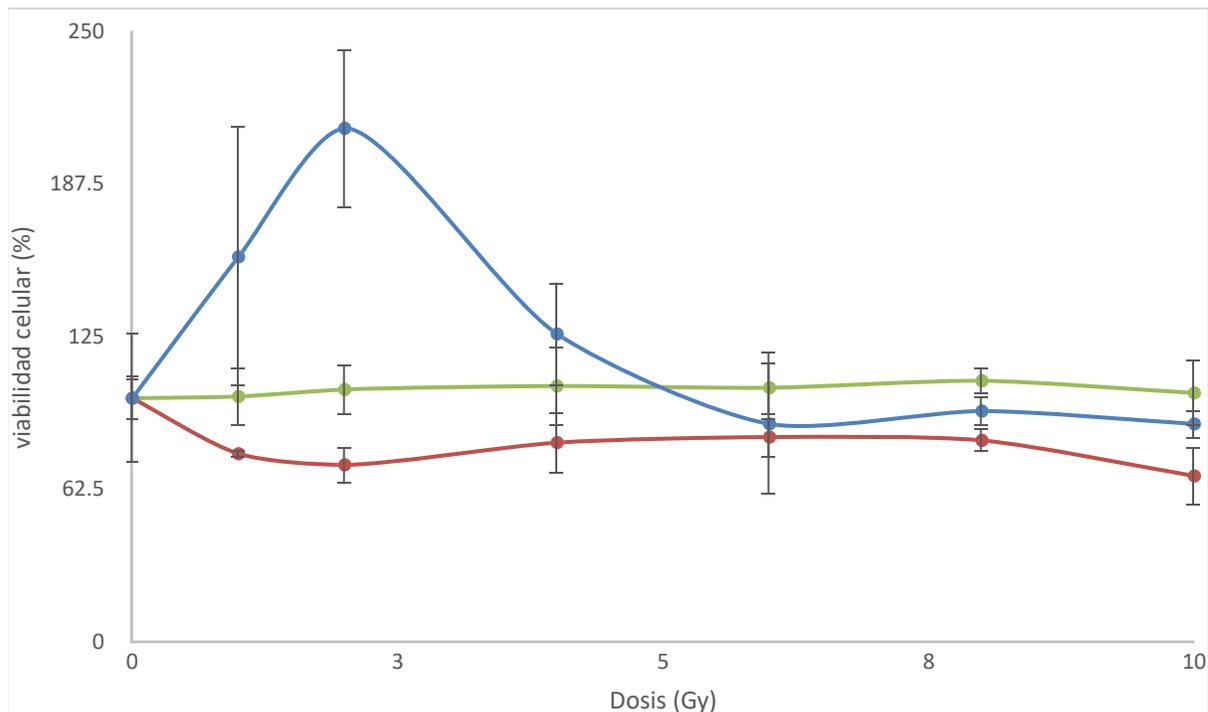


Figura 5.- Efecto del tratamiento durante 24h (línea azul), 48h (línea roja) y 72h (línea verde) con el exosoma de las células tumorales LNCaP sobre el porcentaje de viabilidad de las células del estroma (FB).

El efecto Bystander es un fenómeno que se ha reportado desde hace ya varios años. Los efectos a distancia de la radiación se reportaron por primera vez en el año 1992 [Nagasaway and Lettle, 1992] donde se documentó que la entrega localizada de dosis de radiación del orden de 0.31 mGy

con las partículas alfa emitidas por el ²³⁸Pu inducían el intercambio de segmentos en las cromátidas de cromosomas de células de ovarios de hámster afectando al 30% de las células del cultivo aún cuando solo el 1% del cultivo había sido atravesado por las partículas alfa lo que confirmó que los efectos biológicos de la radiación se podían presentar como resultado de la interacción no directa con el haz.

A partir de esta observación se le denominó efecto Bystander [Marozit et al., 2007, Dickey et al., 2011] y diversos estudios lo han evaluado con la intención de deducir cuales son los factores que producen este efecto.

La radioterapia con radiofármacos de blancos moleculares se caracteriza por ser selectiva y localizada ya que esta dirigida a un tipo de célula en particular. Sin embargo, como resultado de la exposición de las células blanco a la radiación se produce la síntesis y secreción de sustancias bioactivas que pueden afectar indirectamente el estado biológico de otras células no blanco. A manera de acercamiento para responder esta pregunta, en este trabajo se presentan los resultados de pruebas piloto donde se confirmó la capacidad del exosoma secretado y radioinducido de células del estroma sobre la viabilidad de las células tumorales al mismo tiempo que se comprobó que la irradiación de las células tumorales LNCaP con una dosis de radiación entre 1-10Gy con un haz externo de ⁶⁰Co produce un incremento significativo y agudo en la actividad enzimática de las células del estroma sin que por ello se vea afectada la capacidad proliferativa.

Por otro lado, como resultado de la irradiación de las células tumorales LNCaP con fotones gamma se produjo una disminución importante en la viabilidad de las células del estroma cuando se aplicaron dosis superiores a 4Gy. Estos resultados son relevantes ya confirman la importancia de la comunicación parácrina en la regulación de la función celular después de recibir un tratamiento radiológico. Como muestran los resultados preliminares, el tratamiento del tumor con una dosis de radiación superior a los 4Gy es suficiente para promover la síntesis y secreción de sustancias bioactivas (secretomas) capaces de regular las funciones de las células circundantes no blanco (estroma) lo que debe considerarse en medida de lo posible para evitar efectos colaterales como la fibrosis.

Además, es importante tener en cuenta que derivado de los efectos a distancia (Bystander), y dado que tanto el tejido prostático como el pancreático presentan una intensa interacción entre las células epiteliales que conforman el tejido y el estroma la cual esta involucrada en la regulación de la función y la evolución del cáncer, la efectividad del tratamiento pudiera verse comprometida. Los resultados aquí mostrados servirán de guía para evaluar la respuesta del exosoma de células tumorales tratadas con radiofármacos de blancos moleculares en la función de las células del estroma. Por ahora queda confirmada la utilidad del método para evaluar los efectos a distancia producidos por el exosoma radioinducido así como la capacidad del exosoma de las células tumorales para alterar el estado vital de las células del estroma.

5.

CONCLUSIONES

En el presente trabajo se estimó el efecto del secretoma de fibroblastos irradiados con radiación gamma, se midió la viabilidad en las líneas celulares LNCaP y AR42J. Los resultados estimaron la capacidad de estimular una respuesta a distancia de forma recíproca y dependiente de la dosis por exposición a la radiación gamma para las líneas celulares de interés. Como perspectiva a

futuro, se pretende a través de cocultivos tridimensionales evaluar la importancia de la distribución espacial de la dosis y la transferencia lineal de energía (LET) en el efecto Bystander.

REFERENCIAS

1. “Organización mundial de la salud, OMS”. Ver en: www.who.int/es/news-room/fact-sheets/detail/cancer (2022).
2. Concepción L. y col. “Sarcoma del estroma prostático en un paciente de 20 años de edad”. *Archivos Españoles de Urología*, **58(9)**: 947-949 (2005).
3. “Instituto Mexicano del Seguro Social, IMSS”. Ver en: <http://www.imss.gob.mx/salud-en-linea/cancer-prostata> (2022).
4. González G. J. y col. (2013). Sarcoma de estroma prostático gigante. *Revista cubana de cirugía*, 52(2).
5. “Sánchez G. M”. Diseño y optimización del proceso de producción del radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-Nal3-Octreótido para el tratamiento de tumores gastroenteropancreáticos. Tesis Licenciatura. Universidad Autónoma de México, Facultad de Química. Toluca. (2013).
6. SER-FCA (2021). En radiobiología: Efectos “Bystander” y Abscopales al irradiar células. Willemstad Curazao.

Influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL

Alicia Negron-Mendoza y Sergio Ramos-Bernal

*Instituto de Ciencias Nucleares, Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM), A.P. 70-543. Ciudad Universitaria, Circuito Exterior, C.U., México D.F. 04360
negron@nucleares.unam.mx; ramos@nucleares.unam.mx*

Antonio Hernández-Medina

*Tecnológico de Monterrey Campus estado de México
Av Lago de Guadalupe KM 3.5, Margarita Maza de Juárez, 52926 Cd López Mateos, México
amedina@tec.mx*

Resumen

Las interacciones entre la radiación gamma ionizante y monocristales de haluros alcalinos, dopados con NaCl con Cd^{2+} (0.3 %), fueron analizados para su posible uso como dosímetros de baja dosis. Para ello, dos temperaturas de irradiación (298 K y 77 K) y diferentes dosis a una dosis fija tasa fueron estudiados. Los cristales irradiados se analizaron usando su termoluminiscencia y óptica propiedades de absorción. Los centros F formados en estos cristales se midieron en función de la dosis. La producción de los defectos de irradiación en el sólido se correlacionó con la curva de brillo. Para los cristales de NaCl dopados con Cd, el área bajo el pico observado en las curvas de brillo (asociadas a trampas muy profundas) cambia uniformemente en el intervalo de dosis de 1.15-13.8 Gy, haciendo de este cristal un candidato para su uso como dosímetro en intervalos de dosis bajas. La temperatura de irradiación influye en la respuesta TL y en la cuantificación de la energía absorbida por radiación, este efecto debe ser considerado en protección y seguridad radiológica.

1. INTRODUCCIÓN

El estudio de la interacción de la radiación con sólidos ha sido un área de investigación que ha ayudado a complementar los conocimientos de los sólidos e incrementar sus aplicaciones. En esta área el empleo de halogenuro alcalinos ha sido particularmente útil debido a su estructura simple, así como su sencilla obtención en los laboratorios. En particular los defectos producidos por radiación ionizante pueden ser aprovechados en aplicaciones dosimétricas. La radiación ionizante crea principalmente el par de defectos F-H (electrones y huecos atrapados en trampas) en halogenuro alcalinos y cambios de valencia en las impurezas que pudieran estar presentes. Para cuantizar los defectos inducidos por radiación ionizante en halogenuros alcalinos se emplea el fenómeno de termoluminiscencia (TL) entre otros. Al calentar halogenuros alcalinos previamente irradiados el par de defectos F-H se recombinan emitiendo luz, este fenómeno es llamado termoluminiscencia.

Para que un sólido presente termoluminiscencia, es necesaria la existencia de defectos (vacantes, átomos sustitucionales o intersticiales, cargas atrapadas) en su estructura [1].

Los mecanismos de formación de defectos por radiación ionizante son alterados al modificar la matriz cristalina, la temperatura de irradiación entre otros [2]. La temperatura de irradiación juega un papel importante en la comprensión de los defectos producidos por radiación gamma, la movilidad de las trampas de huecos y electrones influye en la respuesta TL.

Determinar el intervalo de dosis donde los defectos producidos por radiación ionizante crecen uniformemente con respecto a la dosis es útil en dosimetría de radiación. La aplicación del fenómeno de termoluminiscencia (TL) ha sido muy eficiente en el análisis de los defectos producidos por la radiación en cristales y el monitoreo de radiación. El efecto de la temperatura de irradiación también tiene consecuencias para la práctica como aplicaciones en dosimetría TL y para datación TL (por ejemplo, datación de meteoritos [3]). Al monitorear la dosis de radiación en lugares con temperaturas bajas se debe considerar los efectos de la temperatura de radiación en las lecturas de los sensores de radiación de lo contrario se cometerían errores al cuantizar la dosis de radiación, en el área de protección.

El propósito de este trabajo es examinar la influencia de la temperatura de irradiación en la respuesta TL de cristales NaCl expuestos a radiación gama a temperaturas de irradiación de 77 K y 293 K.

2. EXPERIMENTACIÓN

Las muestras empleadas en el estudio son cristales simples de halogenuro alcalinos con impurezas divalentes, se les aplico un tratamiento térmico antes de cada irradiación. Se irradiaron las muestras a diferentes dosis con fuentes de radiación gamma de Co-60.

2.1. Muestras

Las muestras fueron crecidas en el Instituto de Física de la UNAM empleando el método de Czochalski a 300 Torr dentro de una atmósfera de Argón. Se usaron 3 muestras de cada tipo con masas similares para cada dosis.

Las muestras que se examinaron fueron NaCl:Cd (0.3%)

2.2. Pre-irradiación

Antes de la irradiación los cristales fueron horneados a 500 °C durante 1 hora en una mufla Thermolyne. Posteriormente, con el fin de desagregar dipolos complejos, se templaron las muestras a temperatura ambiente en un bloque de cobre.

2.2. Irradiación y lecturas

Las muestras fueron irradiadas a diferentes dosis con una fuente de Cobalto – 60 (Gammacell 650 PT) con una razón de dosis de 0.21 Gy/min. Los cristales fueron irradiados dentro de un contenedor de acrílico. Este contenedor fue colocado dentro de un vaso de unicel y llenado con nitrógeno para las irradiaciones a temperatura de 77 K.

Las mediciones de termoluminiscencia fueron realizadas con un lector TL Harshaw 3500 en atmósfera de nitrógeno. La señal TL fue registrada desde temperatura ambiente hasta 400 °C usando una razón de calentamiento de 2 C /s.

Las muestras siempre fueron leídas en la misma posición geométrica y la misma superficie sobre la plancheta del equipo TL para disminuir el mayor número de variaciones de condiciones de lectura. Las lecturas OA fueron medidas con un espectrofotómetro Carry 100 Scan con longitudes de onda en el intervalo 200-800 nm.

3. RESULTADOS

En esta sección se presentan los resultados experimentales obtenidos al someter a irradiación Gamma de Co-60 las muestras de NaCl con impurezas divalentes. La irradiación fue hecha a dos temperaturas de irradiación (293 y 77 K) con el fin de cuantificar el efecto en la respuesta TL. Los resultados dan información de los defectos formados por radiación y la capacidad que tienen las muestras para ser ocupadas como dosimétricos de radiación de estado sólido.

La figura 1 muestra curvas de brillo de NaCl: Cd a diferentes dosis de radiación a temperatura ambiente, se observan dos máximos a temperaturas de 89 °C y 200 °C, los dos picos observados son simétricos por lo que se sugiere que existe reatrapamiento de cargas eléctricas. El pico localizado alrededor de 89 °C se sugiere que se debe a la impureza Cd y el segundo a la recombinación del par F-H [4]. El área bajo la curva crece uniformemente hasta una dosis de 27.6 Gy después de esta dosis se observa que los máximos no crecen significativamente. La figura 2 muestra la gráfica de la respuesta termoluminiscente en función de la dosis, en el intervalo de dosis 1.5–27.6 Gy, después de 27.6 Gy se observa una disminución de lectura TL.

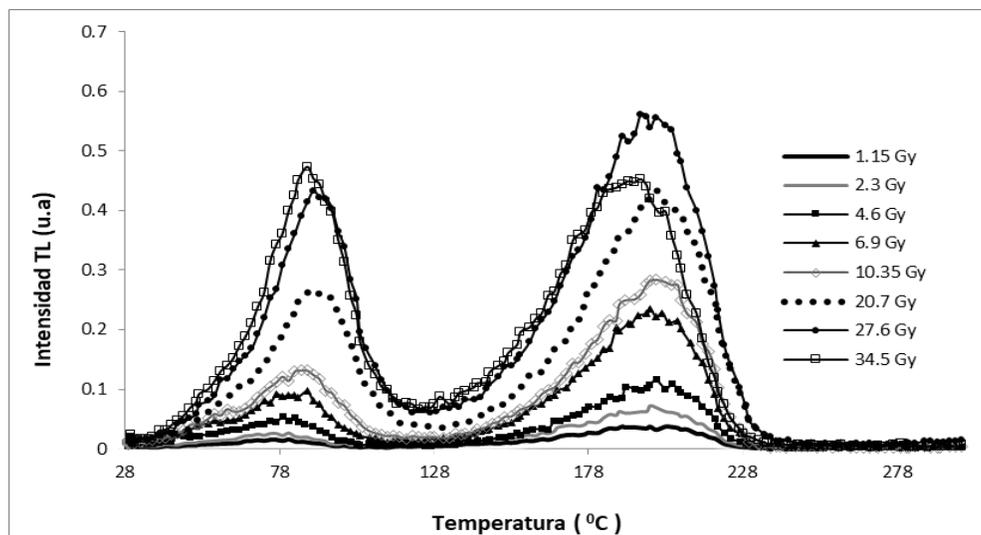


Figura 1. Curvas de brillo a diferentes dosis de las muestras NaCl: Cd irradiadas a temperatura de 293 K.

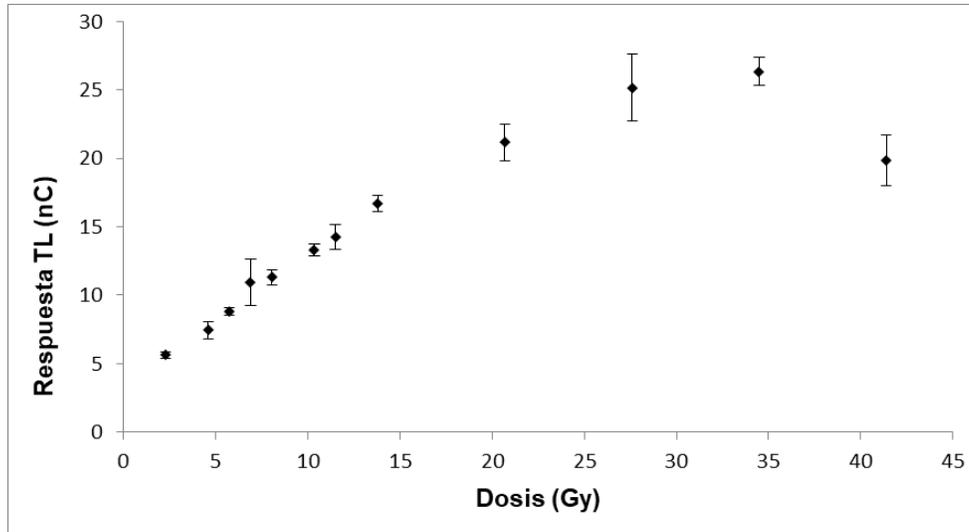


Figura 2. Respuesta TL en función de la dosis de las muestras NaCl:Cd irradiadas a temperatura ambiente.

Con el fin de analizar el efecto de la temperatura de irradiación en este tipo de cristales, se realizaron irradiaciones de las muestras a una temperatura de 77 K seleccionando un intervalo de dosis donde existió uniformidad de la respuesta TL en el caso de las muestras irradiadas a temperatura ambiente, los resultados en estas condiciones se muestran en las figuras 3 y 4. Se observan en las curvas de brillo que existe un máximo de la intensidad TL alrededor de 197 °C en el intervalo de dosis 1.15-13.8 Gy, después de esta dosis aparece otro pico con su máximo alrededor de 52 0C. En estas condiciones de irradiación se observa que en el intervalo 1.5-13.8 Gy la respuesta TL crece uniformemente con respecto a la dosis. Los resultados muestran que hay una notable disminución de la respuesta TL al disminuir drásticamente la temperatura de irradiación.

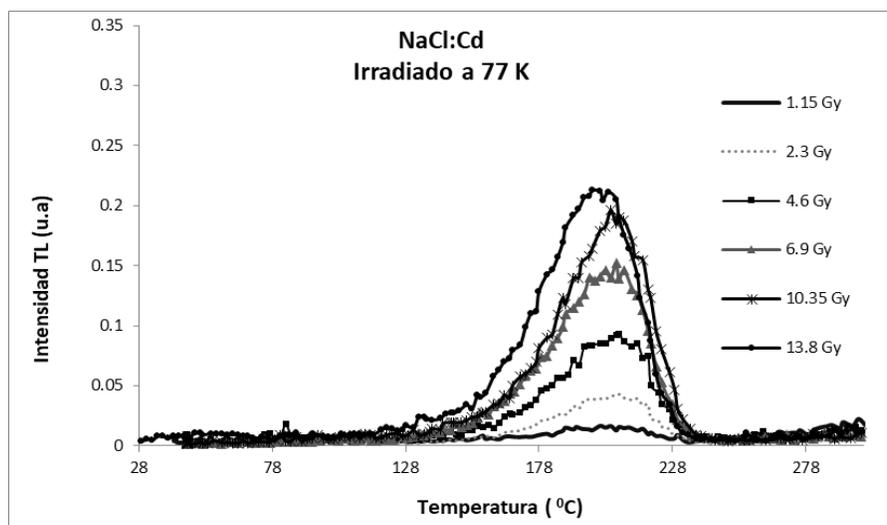


Figura 3. Curvas de brillo de las muestras NaCl:Cd irradiadas a temperatura de 77 K.

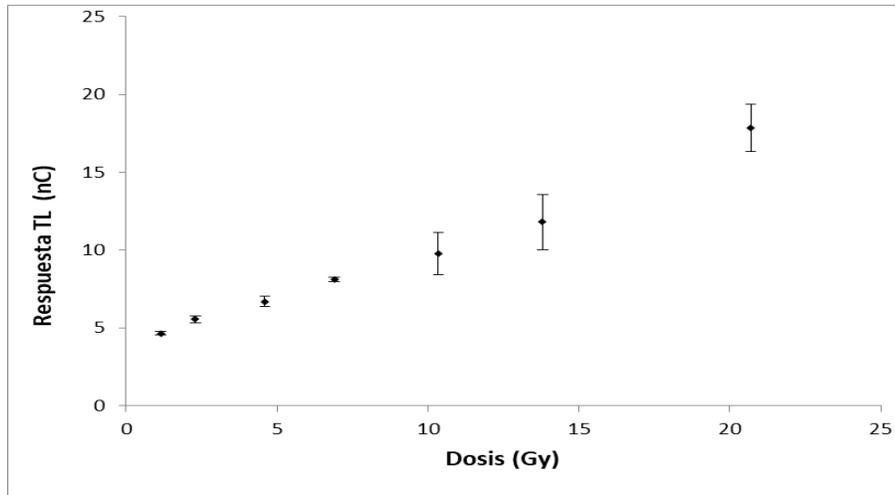


Figura 4. Respuesta TL en función de la dosis de las muestras NaCl:Cd irradiadas a temperatura de 77.

En la figura 5 se comparan las gráficas de la respuesta TL con respecto a la dosis en un intervalo donde se sabe que el daño por radiación es uniforme. Los resultados muestran claramente una disminución de la lectura TL al disminuir la temperatura de irradiación en aproximadamente un 30%. Los resultados proporcionan información de los intervalos de dosis donde es posible aplicar las muestras como sensores de radiación gamma en las dos temperaturas de irradiación.

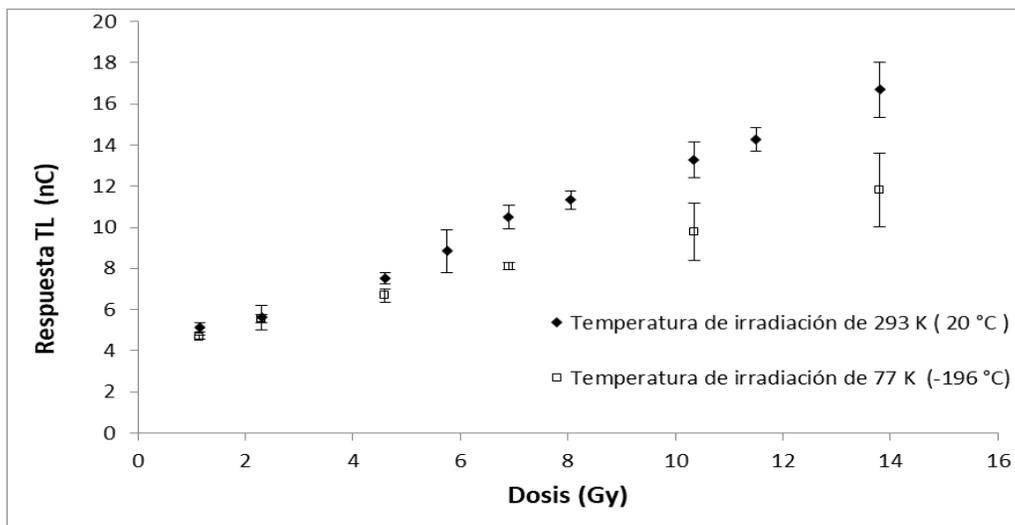


Figura 5. Comparación de la respuesta TL en función de la dosis de las temperaturas de irradiación de 293 y 77 K.

La figura 6 muestra los espectros de absorción óptica de los cristales NaCl:Cd a diferentes dosis. Se observan tres emisiones alrededor de 338, 285 y 460nm, se sugiere que las primeras dos emisiones se asocian a los cambios de valencia de la impureza Cd y la tercera a los centros F debido a la radiación. En la figura 7 se grafica la concentración de centros F de estas muestras, se observa un rápido crecimiento de los centros F en el intervalo 99-1485 Gy, para valores mayores de dosis de este intervalo se observa una saturación en la concentración de centros F.

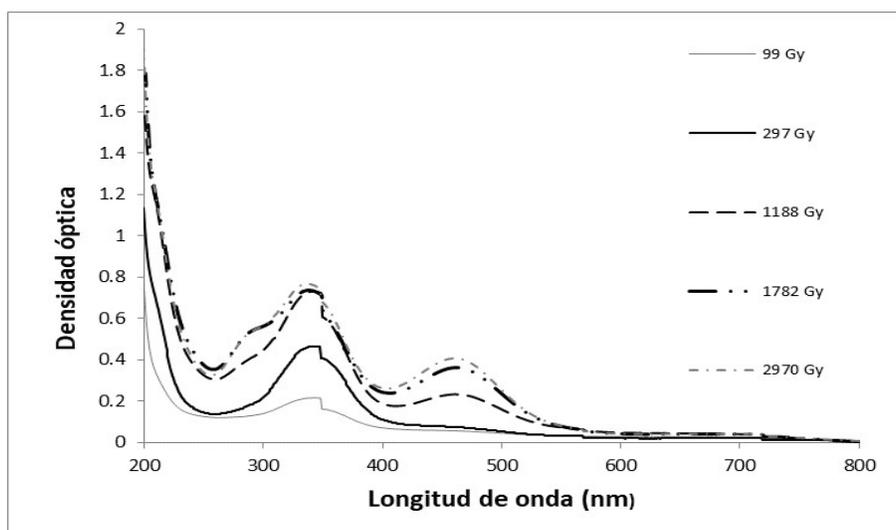


Figura 6. Espectros de absorción óptica de los cristales NaCl:Cd irradiados a diferentes dosis irradiados temperatura de 293 K.

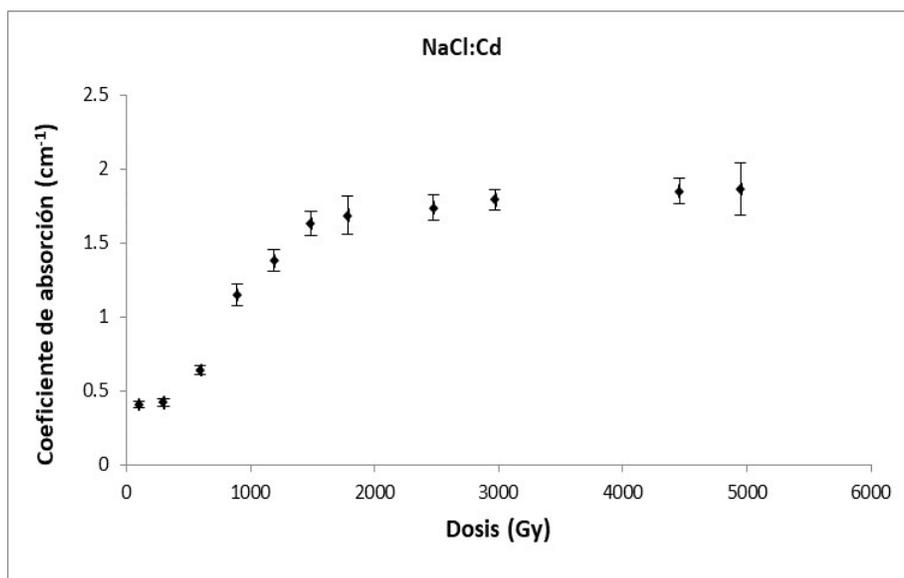


Figura 7. Curva de crecimiento de centros F de los cristales de NaCl:Cd irradiado a 293 K a diferentes dosis.

4. CONCLUSIONES

Estudiamos la respuesta de cristales de NaCl dopados con Cd bajo irradiación a temperatura ambiente (298 K) y baja temperatura (77 K). Cuando la irradiación tiene lugar a 77 K, la concentración de defectos formados por radiación es menor, en comparación con los formados a mayor temperatura de irradiación (298 K), según la señal obtenida por la técnica TL. La respuesta lineal de estos sólidos en función de la dosis fue bastante buena para dosis bajas de irradiación. Sin embargo, su respuesta a grandes dosis en función de la dosis sufre una desviación de la linealidad. A partir de estos resultados, es posible sugerir que el centro de recombinación asociado con la curva de brillo en estos intervalos de temperatura surge de la presencia de pares, que muy probablemente resultan de la liberación térmica de agujeros de diferentes tipos de trampas, recombinándose en los centros F como lo evidencia los espectros de absorción óptica donde se obtuvo absorción óptica de centros F a 460nm. La identificación de las parejas atrapadas liberadas que son responsables del pico principal de la curva de brillo asociado con la región de lectura 120-200 °C sigue siendo una tarea difícil.

Las curvas de brillo de NaCl:Cd asociadas con trampas muy profundas cambiaron uniformemente en los intervalos de dosis de 1.15-13.8 Gy, lo que lo convierte en un candidato para uso como dosímetro en los intervalos de dosis bajas. La temperatura de irradiación influye en la respuesta TL y en la cuantificación de la energía absorbida por radiación, este efecto debe ser considerado en protección y seguridad radiológica en condiciones de irradiación a temperaturas bajas.

AGRADECIMIENTOS

Nosotros agradecer al M en C. Benjamín Leal y al físico Francisco García del instituto de ciencias nucleares de la UNAM por su asistencia técnica.

REFERENCIAS

1. McKeever SWS, Moscovitch M, Townsend PD (1995) Thermoluminescence dosimetry materials: properties and uses. Nuclear Technology Publishing, England, p 45.
2. Williams, Ferd E., "Theory of Defect Formation in Alkali Halides by Ionizing Radiation", Physical Review, **Volumen 126**, p. 70-72 (1962).
3. Durrani, S.A., Al-Khalifa, I.J., 1990. "The dependence of thermoluminescence sensibility upon the temperature of irradiation in meteorites and terrestrial apatites". Radiat. Prot. Dosim. 33, 55-58.
4. TOWNSEND, P. y J. Kelly. *Colour Centres and Imperfections in insulators and Semiconductors*. Sussex University Press, 1973.



Congreso Anual de la
Sociedad Nuclear Mexicana



“Energía Nuclear:
La fuente de energía más
EFICIENTE para mitigar
el calentamiento global.”

Sesión Técnica X

Experiencia Operativa CNLV



Huellas en el Dominio de la Frecuencia

Gabriel Calleros Micheland

*Asociación de Jubilados de Centrales Nucleares A.C.
Xalapeños Ilustres No 172, 2º Piso, Local C, Colonia Centro,
Xalapa de Enriquez, Ver., CP 9100*

gcallerosm@yahoo.com.

Resumen

Este trabajo está enfocado al análisis de las señales de los procesos adquiridas con el Sistema Integral de Información de Proceso (SIIP) de la Central Laguna Verde. Al analizar las señales en el dominio de la frecuencia se observan patrones característicos (“Huellas”) de cada proceso, los cuales cambian dependiendo de la salud de los equipos que forman parte de éstos. En este trabajo se muestran algunos ejemplos de las Huellas obtenidas con análisis en el dominio de la frecuencia.

1. INTRODUCCIÓN

Al analizar las señales de los procesos en el dominio de la frecuencia, que fueron adquiridas en el dominio del tiempo con el Sistema Integral de Información de Proceso (SIIP) de la Central Laguna Verde (CLV), es posible identificar patrones característicos (“Huellas”) de los mismos, los cuales son dependientes del funcionamiento de cada uno de los componentes y equipos que los conforman.

Si se realiza un seguimiento periódico de las Huellas en el Dominio de la Frecuencia de los componentes de los procesos durante un ciclo de operación, es posible identificar cambios en su comportamiento, lo cual da una pista sobre la salud de los mismos y equipos que tienen influencia sobre otros. Por ejemplo, las señales de los detectores de flujo neutrónico dentro del reactor, LPRM, están influenciados por el comportamiento del caudal de las bombas de chorro (Bombas Jet). Por lo anterior, es posible anticipar fallas con análisis en el dominio de la frecuencia al identificar una variación en la forma de la Huella en el Dominio de la Frecuencia de ciertas señales.

El SIIP se diseñó con el objetivo de identificar la secuencia de la respuesta de los componentes y equipos que intervienen cuando ocurre un transitorio operacional o apagado automático del reactor (SCRAM), tiene una memoria suficiente para grabar el evento después de varias horas de haber ocurrido, lo que permite analizarlo de manera interdisciplinaria para determinar la causa raíz que lo originó. Se ha encontrado que si se realiza una adquisición de las señales con un

muestreo de 5 a 10 muestras por segundo (es decir, un muestreo de 5 a 10 Hertz) de cada señal de proceso se consigue el objetivo de diseño del SIIP.

Con la finalidad de que las Huellas en el dominio de la frecuencia sean de utilidad para poder anticipar fallas en componentes o equipos involucrados en las señales de componentes previamente seleccionados, se requiere realizar una vez al mes un muestreo especial durante el ciclo de operación de algunas señales con el SIIP, durante 5 a 10 minutos, tomando datos de 125 a 250 muestras por segundo (es decir, 125 a 250 Hertz), para que en caso de que ocurriese un transitorio operacional o un SCRAM durante la realización de este muestreo especial se tenga memoria suficiente en el SIIP para poder analizar el evento por lo menos 2 horas después de haber ocurrido, lo cual es conservador, considerando que es baja la probabilidad de que ocurra un transitorio operacional coincidente con la toma de datos a la frecuencia del muestreo especial, ya que un transitorio operacional se tiene una probabilidad esperada de 1 evento por año.

En las Tablas I y II se muestran las señales para ser adquiridas con muestreo especial en el SIIP, seleccionadas por el personal de Ingeniería del Reactor.

Tabla I.
Señales para adquirirse con muestreo especial en la Unidad 1 de la CLV

Grupo	Nombre de la señal	ID SIIP	grupo	Nombre de la señal	ID SIIP
1	DPBJ-5	RRC A065	7	POSICION FCV A	RRC A043
	DPBJ-6	RRC A066		POSICION FCV B	RRC A044
	DPBJ-7	RRC A067		DEMAND FCV A	RRC A041
	DPBJ-8	RRC A068		DEMAND FCV B	RRC A042
	DPBJ-9	RRC A069		DPBJ-1	RRC A061
	DPBJ-10	RRC A070		DPBJ-2	RRC A062
	DPBJ-11	RRC A071		DPBJ-3	RRC A063
	DPBJ-12	RRC A072		DPBJ-4	RRC A064
	DPBJ-13	RRC A073		SEÑAL CONT VEL FCV A	RRC A049
	DPBJ-14	RRC A074		SEÑAL CONT VEL FCV B	RRC A050
2	APRM A	NMSAPRMA	8	LPRM1617A	LPM1617A
	APRM B	NMSAPRMB		LPRM1617B	LPM1617B
	APRM C	NMSAPRMC		LPRM1617C	LPM1617C
	APRM D	NMSAPRMD		LPRM1617D	LPM1617D
	APRM E	NMSAPRME		LPRM3217A	LPM3217A
	APRM F	NMSAPRMF		LPRM3217B	LPM3217B
	LPRM2425A	LPM2425A		LPRM3217C	LPM3217C
	LPRM2425B	LPM2425B		LPRM3217D	LPM3217D
3	LPRM2425C	LPM2425C	9	LPRM1633A	LPM1633A
	LPRM2425D	LPM2425D		LPRM1633B	LPM1633B
	DPBJ-15	RRC A075		LPRM1633C	LPM1633C
	DPBJ-16	RRC A076		LPRM1633D	LPM1633D
	DPBJ-17	RRC A077		LPRM3233A	LPM3233A
	DPBJ-18	RRC A078		LPRM3233B	LPM3233B
	DPBJ-19	RRC A079		LPRM3233C	LPM3233C
	DPBJ-20	RRC A080		LPRM3233D	LPM3233D
	DPDJ 5	RRC A051		Pretratamiento OFFGAS	RADA33
	DPDJ 10	RRC A052		Post-tratamiento OFFGAS	RADA27
DPDJ 15	RRC A053	Post-tratamiento OFFGAS	RADA28		
DPDJ 20	RRC A054				
4	DP NUCLEO	RRC A002			
	WDA A	RRC A005			
	WDA B	RRC A006			
	WDB A	RRC A007			
	WDB B	RRC A008			
	NIV ESTRECHO A	RXXA05			
	NIV ESTRECHO B	RXXA06			
	PRESION DOMO ESTRECHO A	RXXA13			
PRESION DOMO ESTRECHO B	RXXA14				
WT	RRC A001				
5	CORNTE BBA RRC A	RRC A013			
	CORNTE BBA RRC B	RRC A014			
	VOLT BBA RRC A (BUS A)	ELECA001			
	VOLT BBA RRC B (BUS C)	ELECA003			
	POT BBA RRC A	RRC A011			
	POT BBA RRC B	RRC A012			
	VEL VLV CONT FLUJO RRC A	RRC A047			
	VEL VLV CONT FLUJO RRC B	RRC A048			
PRESION DIF BBA RRC A	RRC A015				
PRESION DIF BBA RRC B	RRC A016				
6	FLUJO BOMBA CHORRO # 1	RRC A081			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 2	RRC A082			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 3	RRC A083			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 4	RRC A084			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 5	RRC A085			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 6	RRC A086			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 7	RRC A087			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 8	RRC A088			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 9	RRC A089			
	FLUJO BOMBA CHORRO # 10	RRC A090			
10	FLUJO RECIRCULACION LAZO A	RRC A037			
	FLUJO RECIRCULACION LAZO B	RRC A038			

Tabla II.
 Señales para adquirirse con muestreo especial en la Unidad 2 de la CLV

Grupo	Nombre de la señal	ID SIIP	grupo	Nombre de la señal	ID SIIP		
1	DPBJ-5	RCCA065	7	POSICION FCV A	RCCA043		
	DPBJ-6	RCCA066		POSICION FCV B	RCCA044		
	DPBJ-7	RCCA067		DEMAND FCV A	RCCA041		
	DPBJ-8	RCCA068		DEMAND FCV B	RCCA042		
	DPBJ-9	RCCA069		POSICION TCV-1	TURBA021		
	DPBJ-10	RCCA070		POSICION TCV-2	TURBA022		
	DPBJ-11	RCCA071		POSICION TCV-3	TURBA023		
	DPBJ-12	RCCA072		POSICION TCV-4	TURBA024		
	DPBJ-13	RCCA073		SEÑAL CONT VEL FCV A	RCCA049		
	DPBJ-14	RCCA074		SEÑAL CONT VEL FCV B	RCCA050		
	2	APRM A		NMSAPRMA	8	DEMANDA VALV GOB (TCV)	TURBA020
		APRM B		NMSAPRMB		POSICION BPV-1	TURBA004
		APRM C		NMSAPRMC		POSICION BPV-2	TURBA005
		APRM D		NMSAPRMD		POSICION BPV-3	TURBA006
FLUJO RECIRCULACION LAZO A		RCCA037	DEMANDA VALV BYPASS (BPV)	TURBA003			
FLUJO RECIRCULACION LAZO B		RCCA038	POS VALV PARO TBNA PPAL DER	TURBA011			
LPRM2425A		LPM2425A	POS VALV PARO TBNA PPAL IZQ	TURBA012			
LPRM2425B		LPM2425B	TEMP A ALIM 1	AGALA715			
3	LPRM2425C	LPM2425C	9	TEMP A ALIM 2	AGALA716		
	LPRM2425D	LPM2425D		TEMP B ALIM 1	AGALA717		
	DPBJ-15	RCCA075		TEMP B ALIM 2	AGALA718		
	DPBJ-16	RCCA076		TEMP SUC 1 RRC A	RCCA023		
	DPBJ-17	RCCA077		TEMP SUC 2 RRC A	RCCA024		
	DPBJ-18	RCCA078		TEMP SUC 1 RRC B	RCCA025		
	DPBJ-19	RCCA079		TEMP SUC 2 RRC B	RCCA026		
	DPBJ-20	RCCA080					
	DPDJ 5	RCCA051					
	DPDJ 10	RCCA052					
4	DPDJ 15	RCCA053	10	LPRM1617A	LPM1617A		
	DPDJ 20	RCCA054		LPRM1617B	LPM1617B		
	DP NUCLEO	RCCA002		LPRM1617C	LPM1617C		
	WDA A	RCCA005		LPRM1617D	LPM1617D		
	WDA B	RCCA006		LPRM3217A	LPM3217A		
	WDB A	RCCA007		LPRM3217B	LPM3217B		
	WDB B	RCCA008		LPRM3217C	LPM3217C		
	NIV ESTRECHO A	RXXA05		LPRM3217D	LPM3217D		
	NIV ESTRECHO B	RXXA06		LPRM1633A	LPM1633A		
	PRESION DOMO ESTRECHO A	RXXA13		LPRM1633B	LPM1633B		
5	PRESION DOMO ESTRECHO B	RXXA14	11	LPRM1633C	LPM1633C		
	WT	RCCA001		LPRM1633D	LPM1633D		
	CORNTE BBA RRC A	RCCA013		LPRM3233A	LPM3233A		
	CORNTE BBA RRC B	RCCA014		LPRM3233B	LPM3233B		
	VOLT BBA RRC A (BUS A)	ELECA001		LPRM3233C	LPM3233C		
	VOLT BBA RRC B (BUS C)	ELECA003		LPRM3233D	LPM3233D		
	POT BBA RRC A	RCCA011		DPBJ-1	RCCA061		
	POT BBA RRC B	RCCA012		DPBJ-2	RCCA062		
	VEL VLV CONT FLUJO RRC A	RCCA047		DPBJ-3	RCCA063		
	VEL VLV CONT FLUJO RRC B	RCCA048		DPBJ-4	RCCA064		
6	PRESION DIF BBA RRC A	RCCA015	12	FLUJO BOMBA CHORRO #11	RCCA091		
	PRESION DIF BBA RRC B	RCCA016		FLUJO BOMBA CHORRO #12	RCCA092		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 1	RCCA081		FLUJO BOMBA CHORRO #13	RCCA093		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 2	RCCA082		FLUJO BOMBA CHORRO #14	RCCA094		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 3	RCCA083		FLUJO BOMBA CHORRO #15	RCCA095		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 4	RCCA084		FLUJO BOMBA CHORRO #16	RCCA096		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 5	RCCA085		FLUJO BOMBA CHORRO #17	RCCA097		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 6	RCCA086		FLUJO BOMBA CHORRO #18	RCCA098		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 7	RCCA087		FLUJO BOMBA CHORRO #19	RCCA099		
	FLUJO BOMBA CHORRO # 8	RCCA088		FLUJO BOMBA CHORRO #20	RCCA100		
13	Pretratamiento OFFGAS	RADA33					
	Post-tratamiento OFFGAS	RADA27					
	Post-tratamiento OFFGAS	RADA28					

2. Huellas en el Dominio de la Frecuencia

A continuación, se describe, con un ejemplo, la ventaja de de los análisis de las señales de proceso en el dominio de la frecuencia y la forma característica de algunas señales en el dominio de la frecuencia.

2.1 Análisis de una función periódica en el dominio de la frecuencia.

Con el propósito de mostrar la utilidad del análisis de las señales en el dominio de la frecuencia, se realizó un análisis de la siguiente función periódica:

$$\frac{1}{2} \text{ seno } (40\text{Hz}) + \frac{1}{2} \text{ coseno } (20 \text{ Hz})$$

Esta función, en el dominio del tiempo y la frecuencia se muestra en la Figura I.

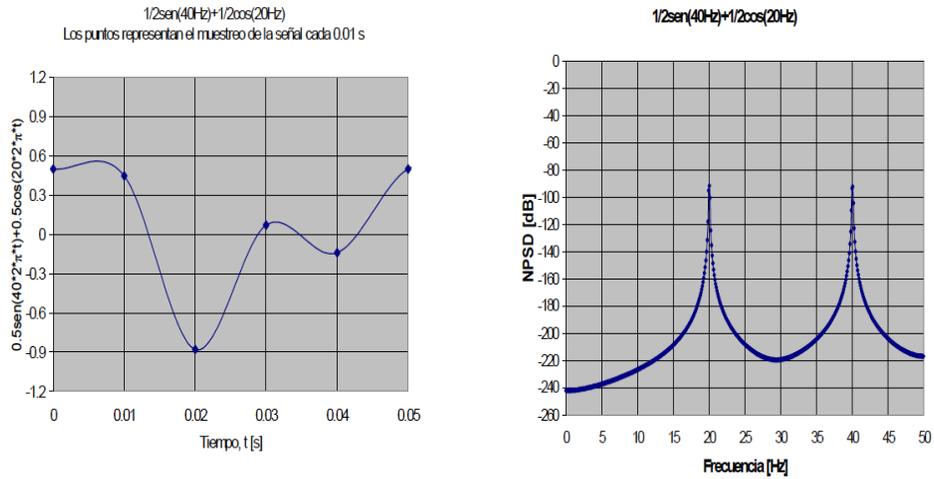


Figura 1. Gráfica de la función $\frac{1}{2} \text{ seno } (40\text{Hz}) + \frac{1}{2} \text{ coseno } (20\text{Hz})$ en el Dominio del Tiempo y en el Dominio de la Frecuencia

Se observa claramente en el dominio de la frecuencia que la función tiene componentes de 20 y 40 Hertz, lo cual no se ve en dominio del tiempo.

Ahora, supongamos que $\frac{1}{2} \text{ seno } (40 \text{ Hz})$ es la señal de un componente de un proceso y que $\frac{1}{2} \text{ coseno } (20 \text{ Hz})$ es otro componente del mismo proceso. Entonces podríamos identificar el comportamiento típico o normal de un proceso, picos y forma característica (“Huella”) del proceso en el dominio de la frecuencia. Una variación no esperada en la Huella en el Dominio de la Frecuencia, se asociaría a un comportamiento no esperado de un componente o equipo asociado al proceso analizado.

En las dos secciones siguientes, a manera de ejemplo, se mostrará la Huella en el Dominio de la Frecuencia de dos señales correspondientes a dos componentes dentro del reactor, una Bomba de Chorro (Bomba Jet) y un LPRM dentro del núcleo del reactor.

2.1 Huella en el Dominio de la Frecuencia de las Bombas de Chorro (Bombas Jet) dentro del reactor.

Para la obtención de la Huella en el Dominio de la Frecuencia de la Bomba de Chorro 6 (Bomba Jet 6 o BJ6) de la Unidad 1 de la CLV, se realizó una toma de datos con un muestreo especial de 125 Hz (125 muestras por segundo). La señal en el dominio del tiempo se muestra en la Figura 2.

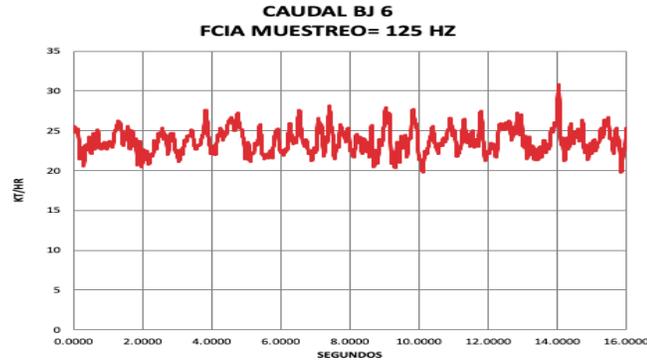


Figura 2. Señal de la Bomba de Chorro 6 de la CLV U1 en el Dominio del Tiempo

Con la finalidad de que se pueda realizar la comparación de las señales a cualquier potencia se debe tener que obtener el ruido normalizado en el dominio del tiempo, es decir, la señal de ruido debe tener valores entre -1 y 1. En la Figura 3, se muestra el ruido normalizado en el dominio del tiempo de la BJ6.

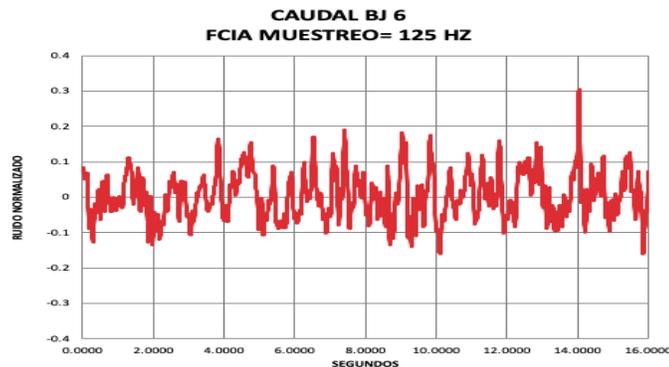


Figura 3. Ruido normalizado de la Bomba de Chorro 6 de la CLV U1 en el Dominio del Tiempo

Una vez determinado el ruido normalizado de la señal se obtiene la Huella en el Dominio de la Frecuencia. En la Figura 4 se muestra la Huella en el Dominio de la Frecuencia de la BJ6.

2.12 Huella en el Dominio de la Frecuencia de los LPRM, detectores de flujo neutrónico dentro del reactor.

Para que podamos ver la influencia que tiene el caudal de las Bombas de Chorro sobre las señales de los LPRM, debemos observar la posición que tienen los LPRM dentro del núcleo del reactor.

En la parte inferior del núcleo del reactor existirá, después de la placa del núcleo del reactor, el refrigerante (agua) estará como líquido subenfriado, a medida que el agua sube desde la parte inferior del núcleo hacia la parte superior, esta se calentará y entrará en ebullición.

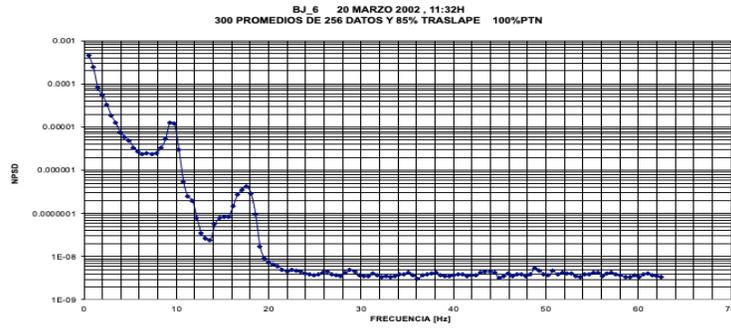


Figura 4. Huella en el Dominio de la Frecuencia de la Bomba de Chorro 6 de la CLV U1 (125 Hz)

Las Figura 5 muestra la distribución radial de los LPRM. La Figura 6 muestra la distribución axial de los LPRM y su posición con respecto a la longitud activa o la altura de los ensambles de combustible que contiene uranio.

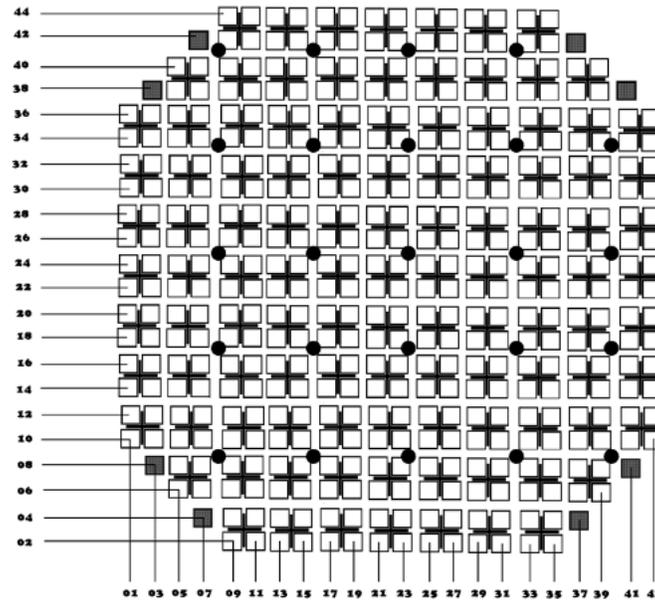


Figura 5. Localización radial de los LPRM dentro del núcleo del reactor.

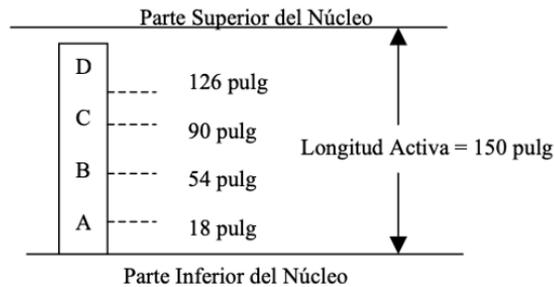


Figura 6. Localización axial de los LPRM dentro del núcleo del reactor.

Las Figuras 7, 8, 9 y 10 presentan los ruidos normalizados de los LPRM 32-17A, 32-17B, 32-17C y 32-17D, respectivamente.

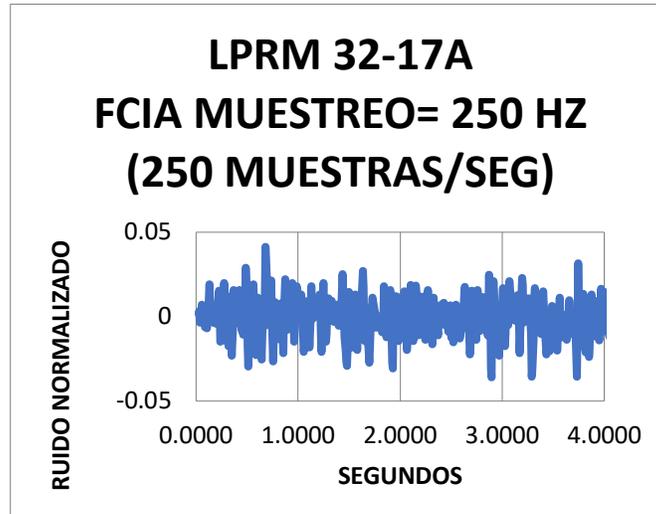


Figura 7. Ruido Normalizado del LPRM 32-17A.

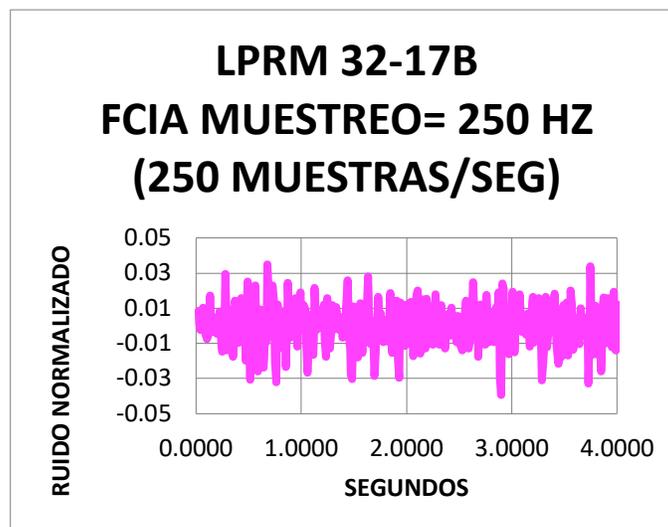


Figura 8. Ruido Normalizado del LPRM 32-17B.

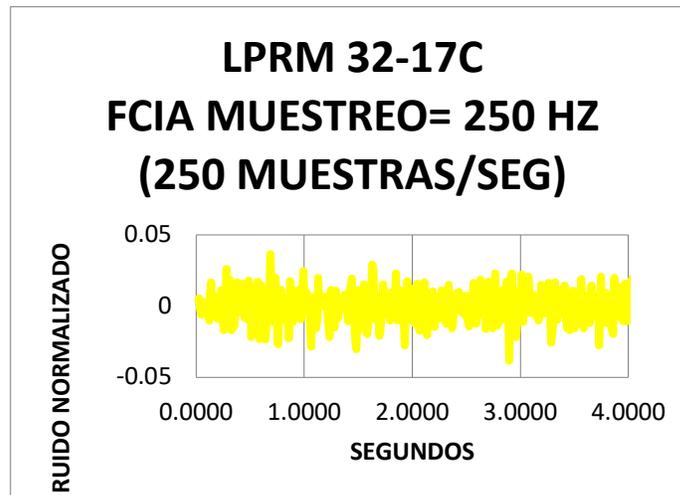


Figura 9. Ruido Normalizado del LPRM 32-17C.

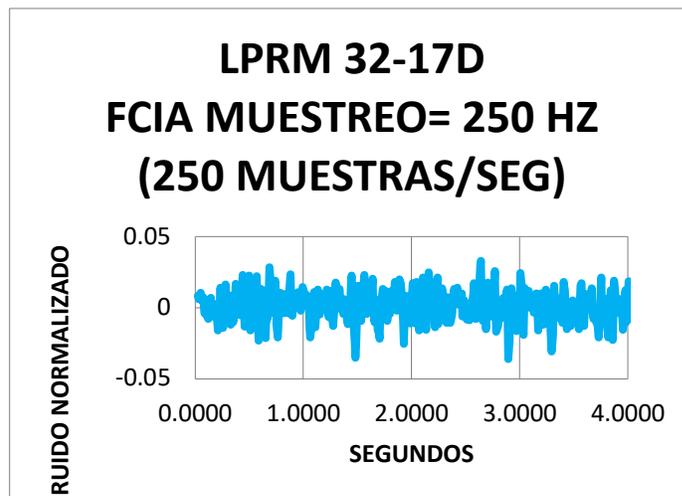


Figura 10. Ruido Normalizado del LPRM 32-17D.

La Figura 11 muestra la Huella en el Dominio de la Frecuencia de los LPRM 32-17A, 32-17B, 32-17C y 32-17D.

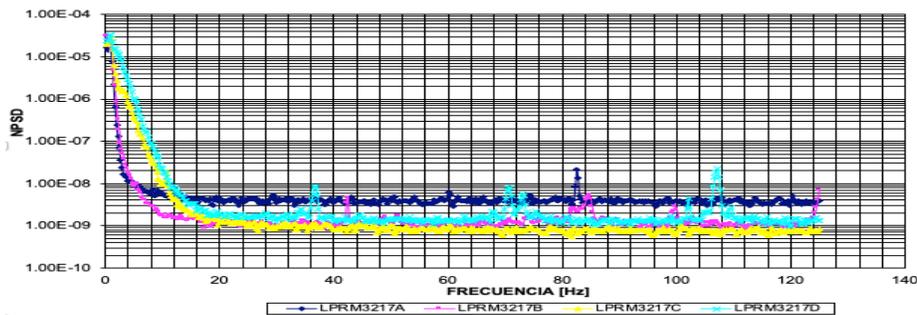


Figura 11. Huellas en el Dominio de la Frecuencia de los LPRM 32-17A, 32-17B, 32-17D y 32-17D (250 Hz)

3. NOTAS FINALES

En conjunto con personal del SIIP modificar la frecuencia de muestreo especial de las señales previamente seleccionadas por 10 minutos. El SIIP tiene capacidad de registro en caso de un transitorio, antes de hacerlo notificar al Jefe de Turno de la Unidad donde se realizará el muestreo especial.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentaron Huellas en el Dominio de la Frecuencia con muestreos especiales en el SIIP de 125 Hertz y 250 Hertz. En los ejemplos mostrados en este trabajo, se observa que las Huellas en el Dominio de la Frecuencia de las Bombas de Chorro y la de los LPRM son distintas.

En general cada señal tiene una Huella en el Dominio de la Frecuencia única.

Los muestreos especiales se deben realizar durante 10 minutos con el propósito de que la memoria del SIIP tenga la capacidad para grabar eventos transitorios o SCRAM horas después de haber sucedido el evento.

Se le debe notificar al Jefe de Turno antes de realizar un muestreo especial con apoyo del personal del SIIP.

Con el seguimiento periódico durante el ciclo de operación de las Huellas en el Dominio de la Frecuencia de diferentes señales previamente seleccionadas es posible observar el comportamiento normal de las señales. Un cambio no esperado en la forma de las Huellas en el Dominio de la Frecuencia podría deberse al inicio de una falla incipiente en algún equipo.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco el apoyo con el que se pudo realizar los muestreos especiales en el SIIP al siguiente personal jubilado de la CFE: Licenciado en Informática Félix Mata Zarate, M. en Ciencias de la Computación Jorge A. Montano Cano.

También agradezco el apoyo recibido para analizar las señales en el dominio de la frecuencia presentadas en este trabajo por el siguiente personal activo en la CFE: M. en Ingeniería Nuclear Marxlenin Zapata Yáñez, Ing. Ricardo Hernández Acuña, Fis. Simón F. Herrera Herrera.

Finalmente agradezco el apoyo económico recibido por la Asociación de Jubilados de Centrales Nucleares A.C., representada por su presidente, el Ing. José A. Carrera Morales.

REFERENCIAS

1. G. Calleros, “Diseño Conceptual de un Sistema de Análisis de Señales de Flujo Neutrónico para Diagnosticar Vibraciones Mecánicas en la Central Laguna Verde”, Tesis de Maestría en Reactores Nucleares, Buenos Aires, Argentina (2000)
2. J. A. Thie, “Power Reactor Noise”, Lagrange Park Illinois, American Nuclear Society (1981).
3. J. Piñeyro, H. Lescano et al., “Monitoring of the Internals in the PHWR Atucha I by Means of Neutron Noise Analysis “, SMORN VI, A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics, Vol. 1, Session 15.01, Gatlinburg, Tennessee, USA (May 19-24, 1991)

Liderazgo Femenino en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde

Alma Georgina Martínez López
METIKBEH AC
Metikbeh@gmail.com
Almamn49@gmail.com

Resumen

Reflexionar sobre la importancia del Liderazgo de la mujer en la Industria, en este caso específico, en la industria Nucleoeléctrica en México, donde a pesar de contar con 32 años de operación, nos lleva a afirmar que, aun no se ha consolidado la igualdad de género en las muchas tareas administrativas técnicas o directivas. Existe en la actualidad, una fuerte resistencia a aceptar que las mujeres son capaces de llevar a cabo las mismas tareas, sin ser cuestionadas o devaluada su competencia por el género. Dando eco a las voces de varios años, en varios foros, las nuevas generaciones reconocen que “La igualdad es una necesidad vital del alma humana” Weil Simone.

1. INTRODUCCIÓN

Igualdad de Género, seguramente podríamos hacer un gran libro, las mujeres que hemos laborado en la CLV, recordando las frases de porque no podríamos ocupar puestos directivos, sin embargo, es un hecho, el liderazgo no se ejerce por medio de un puesto, pero lo facilita, sin lugar a dudas.

2. LIDERAZGO FEMENINO

Es un hecho que la energía nuclear es un tema por demás apasionante, con muchos sentimientos encontrados para quienes hemos estado cerca de ella. El punto es que; hablando de la Radiactividad, desde sus inicios, en su estudio y desarrollo, han intervenido mujeres por demás inteligentes y audaces, ¿quién no ha leído sobre los primeros descubrimientos de Marie Curie?, no hay ninguna mujer en la historia de la ciencia cuyos logros hayan sido tan unánimemente reconocidos, de igual forma, su hija Irene Curie, quien, junto con su esposo, descubrieron la radiactividad artificial, hecho por el cual, recibieron en 1935, el Premio Nobel de Química, misma que en 1936 fue elegida subsecretaria de estado de Investigación Científica, esto, cuando el voto femenino, aún no estaba aprobado en Francia. En 1946 asumió la cátedra de Física General y Radiactividad de la Sorbona y la dirección del Laboratorio Curie del Instituto del Radio, epicentro de la obra familiar.

Una referencia Mexicana, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares ([ININ](#)), ha sido punta de lanza del sector nuclear mexicano y pieza clave para el desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, mismo que en 60 años había sido dirigido solo por hombres, hasta que se asignó a la Dra. Lydia Paredes como Directora General del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), en 2013, La trayectoria de la Doctora Lydia Paredes hace patente su conocimiento de vanguardia en las diversas ramas de la ciencia nuclear.



Si bien, las historias anteriores, son interesantes e inspiradoras, el avance de las mujeres dentro del territorio laboral en una central nuclear, no parece ser tan avanzada como pudiera esperarse. “Las mujeres enfrentamos desigualdades estructurales -visibles y solapadas- que se suceden en el ámbito educativo, laboral, etc. Desigualdades que se manifiestan, muchas veces, a través de los diferentes tipos de violencia y, por lo general, en las instituciones hay cierta resistencia a considerar como violencia a aquella que se ejerce a partir de la exclusión de las mujeres en determinados empleos o en la obturación de oportunidades de ascenso, diferencias salariales, por iguales tareas, entre otras”. (Belinco, 2020).

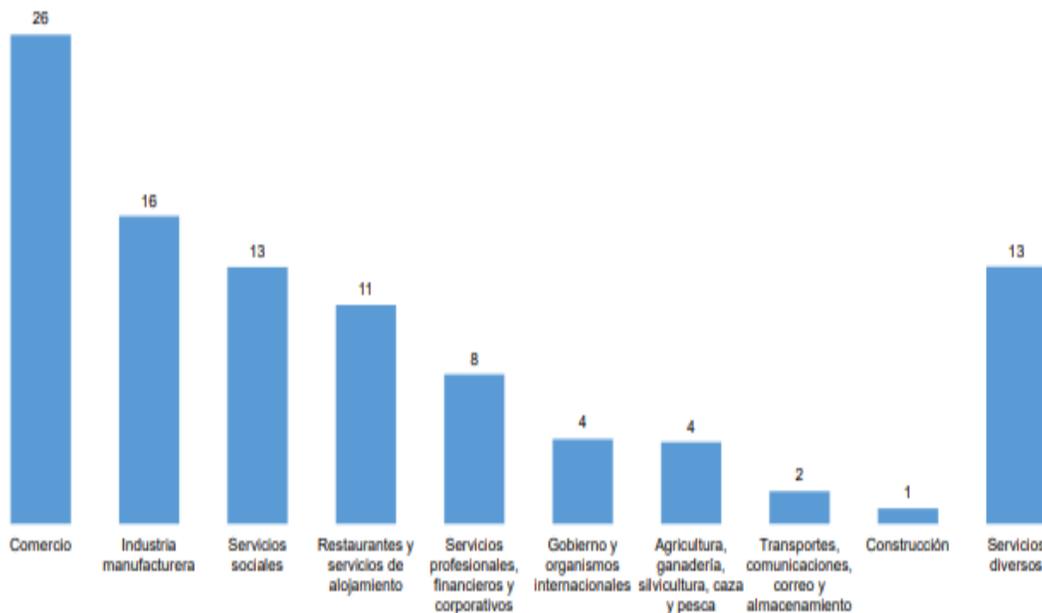
De acuerdo con la revista Forbes, en México, sólo 16% de las mujeres ocupan puestos de liderazgo en las organizaciones de acuerdo con el informe Women in Business 2020. Sin embargo, la empatía, humildad, reconocer sus limitaciones propias y la motivación que se le brinda a su equipo de trabajo, son cualidades que establecen a las mujeres como buenas líderes.



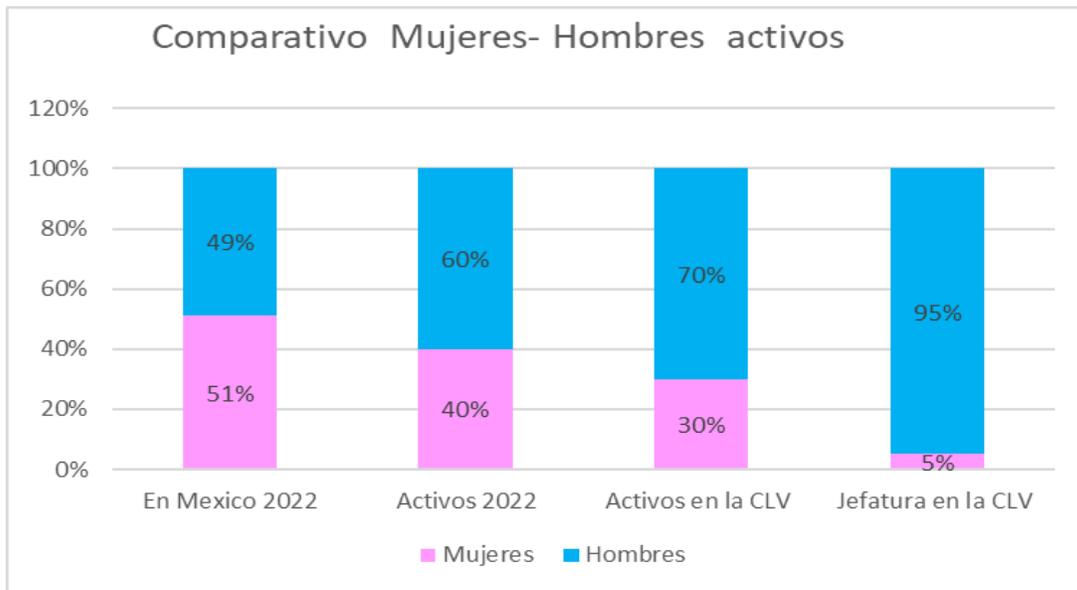
(Forbes, 2021)

“En abril de 2022, las mujeres representaban el 40,1% de la población económicamente activa de México. El total de mujeres trabajadoras en todo el país ascendía a unos 23,8 millones, mientras los hombres eran alrededor de 35,6 millones. Cabe destacar que el papel de la mujer en el mercado laboral mexicano resulta significativamente bajo, si se tiene en cuenta que aproximadamente el 51% de los mexicanos son mujeres” (ver gráfica 1 “Distribución porcentual de la población económicamente activa en México en abril de 2022, por género, 2022”). Sin embargo, estas cifras son más bajas en algunos sitios de trabajo. En 2019, las mujeres contratadas en la CLV eran menos del 30%. Un ejemplo claro de la diferencia en el desempeño profesional, es que tuvieron que pasar más de 25 años para que fuera calificada una mujer como operadora de reactor, otro dato interesante es que las mujeres ocupaban menos del 5% de las jefaturas en la Central y en su mayoría eran dirigidas por su supervisor en jefe. En ocasiones, y lo comento por haberlo experimentado, la suspicacia y la descalificación acompañan los esfuerzos por cambiar procesos, procedimientos y comportamientos.

MUJERES DE 15 AÑOS O MÁS OCUPADAS POR SECTOR DE ACTIVIDAD ECONÓMICA, TERCER TRIMESTRE 2021
Distribución porcentual



Gráfica 1 . En el 3er trimestre 2021 n Mexico se observa el bajo porcentaje de mujeres desempeñando actividades profesionales. (INEGI, 2022)



El objetivo de este documento; no es agitar rencores e inconformidades, es una invitación a todos, hombres y mujeres de todos los niveles, estudiantes, directivos, aspirantes, etc., a reflexionar sobre el gran equipo que se llegaría a conformar si existiera esa empatía, solidaridad y trabajo en equipo profesional, si se dejara a un lado los defectos de las personas y se pudiera lograr generar la sinergia necesaria para lograr tener a las personas más capaces en los puestos correctos.

“La brecha de género como la brecha generacional existentes son realidades transversales en la industria nuclear a nivel mundial y requieren también ser abordadas en función del impacto que poseen sobre dichos elementos”. (Belinco, 2020). Ante los desafíos para visibilizar la problemática que limita el avance en materia de equidad de género en el campo de la educación, la ciencia y la tecnología nucleares, la plena incorporación de las mujeres, no es solo la reivindicación igualitaria, sino también a una necesidad en términos de desarrollo socioeconómico.

3. GANANDO UN LUGAR.

En mi experiencia, las mujeres debemos creer en nuestros conocimientos, en nuestro poder, y aplicarlos sin temor, también debemos creer en nuestros derechos y transmitirlos a las nuevas generaciones. Es un hecho que las mujeres enfrentamos mayores obstáculos que los hombres, y me atrevo a afirmar que de ninguna manera la fórmula es imitar a los hombres, más bien ejercer nuestro liderazgo personal, motivando e integrando a nuestro equipo en cada meta y proyecto, ser congruente con las expectativas, reconocer las limitaciones propias y de nuestro equipo, promover el reconocimiento sincero por los logros pequeños o grandes, aplicando la validación, apreciación y empatía. Si bien, la época actual aparenta que son innecesarios, es un hecho que un equipo estará más dispuesto a dar mejores resultados si son tratados con empatía. y, sobre todo, tener presente que, humildad no significa debilidad, por el contrario, el espíritu de servicio de los líderes, es la característica más significativa reconocida por los equipos de trabajo.

La lucha de las mujeres, día a día, tratando de ocupar un lugar en el ámbito profesional y forjar un futuro más igualitario, así como crear liderazgos transformadores para la igualdad de género, es reconocida mundialmente, considerando estos, como ejes vitales para alcanzar los objetivos de desarrollo sostenible, sin embargo, muchos paradigmas deben de romperse para lograr esta igualdad sin tener que luchar por ella. La Organización de las Naciones Unidas (ONU) reconoce que “la diversidad de liderazgos marca la diferencia y reafirma el compromiso para trabajar en conjunto, mujeres y hombres, con la finalidad de cerrar las brechas de género y alcanzar la participación igualitaria de ambos en las actividades profesionales”.

4. CONCLUSIONES

Concluyendo, equidad de género no es simplemente una visión feminista o de ataque hacia el otro género, es tener derecho a las mismas oportunidades sin ninguna diferencia en trato o calificación. Sin lugar a dudas, este, es un momento clave para promover desde cualquier trinchera la Equidad de género en cualquier área laboral, y hoy desde este foro, levanto la mano para promover una cultura que garantice oportunidad de crecimiento sin importar el género. El Compartir mi experiencia en el ámbito laboral dista mucho de ser la peor o mejor referencia, sin embargo, motivar a las nuevas generaciones a continuar la batalla sin rendirse con miras a un futuro que vislumbre al menos 50-50 en todos los puestos y actividades.

Garantizar que las mujeres puedan ejercer su liderazgo en condiciones de igualdad y eliminar cualquier forma de violencia contra ellas o su desempeño, mediante acciones transformadoras y efectivas, asegurar libertad y oportunidad en cualquier ámbito es la misión de quienes tienen en sus manos el desarrollo profesional de los trabajadores, sin importar su género. Aún queda un largo camino por andar, pero sin lugar a dudas, cada vez con pasos más firmes.

5. AGRADECIMIENTOS

Agradezco profundamente a mis amigas y compañeras que compartieron durante 29 años, un sueño en común, lograr un lugar en la CLV, más allá de nuestro género, trabajando en equipo.

Mencionarlas una por una sería imposible, pero ellas saben que las experiencias que vivimos nos unen por siempre, de igual forma los amigos y compañeros que creyeron y apoyaron nuestro equipo, a mis supervisores y jefes que apostaron por generar un cambio en la perspectiva de género en la CLV y por aquellos que continúan empujando y promoviendo la Equidad de género.



6. REFERENCIAS

- Adela, M. (2013). *scielo*. Recuperado el 14 de 10 de 2022, de https://www.scielo.org.mx/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S0187-893X2013000200007
- Belinco, M. (17 de 10 de 2020). *ENERGIA NUCLEAR LATINOAMERICANA* . Recuperado el 17 de 10 de 2022, de <https://enula.org/2020/03/mujeres-nucleares-ejes-para-pensar-el-plan-nuclear-con-perspectiva-de-genero/>
- Forbes. (18 de 05 de 2021). *Forbes women*. Recuperado el 10 de 10 de 2022, de <https://www.forbes.com.mx/forbes-women-7-lecciones-liderazgo-hombres-pueden-aprender-mujeres/>
- INEGI. (03 de 03 de 2022). *INEGI*. Recuperado el 09 de 10 de 2022, de https://www.inegi.org.mx/contenidos/saladeprensa/aproposito/2022/EAP_Mujer22.pdf
- Mujeres Nobel*. (2013). Recuperado el 10 de 10 de 2022, de http://www.mujeresnobel.eu/irene_curie.html
- Statista Research Department*, . (19 de jun de 2022). Recuperado el 19 de 10 de 2022, de <https://es.statista.com/estadisticas/1296242/mexico-poblacion-economicamente-activa-por-genero/#:~:text=En%20abril%20de%202022%2C%20las,alrededor%20de%2035%2C6%20millones.>

Protección Radiológica y la Seguridad Internacional

Padilla C.I.
Comisión Federal de Electricidad
Central Nuclear Laguna Verde

Resumen

La protección radiológica tiene como objetivo reducir la ocurrencia de los efectos estocásticos en el hombre por exposición a las radiaciones ionizantes, donde su probabilidad y no su gravedad es función de la dosis sin umbral y la de evitar los efectos determinísticos donde su gravedad es función de la dosis sobre un umbral. Ese trabajo presenta un resumen de medidas operativas de protección ante eventos nucleares y, que emanan del conocimiento y experiencias documentadas por Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP por sus siglas en inglés) en su publicación 146, y que libero debido a la creciente tensión que se registra en Ucrania, que involucran aspectos nucleares.

Introducción

La ionización es el proceso por el cual los átomos pierden electrones y, por lo tanto, se cargan eléctricamente, siendo conocidos como iones. La radiación ionizante es el término utilizado para describir la transferencia de energía a través del espacio en forma de ondas electromagnéticas o partículas subatómicas que son capaces de causar ionización en la materia. Cuando la radiación ionizante pasa a través de la materia, la energía se imparte a medida que se forman iones.

El proceso de ionización cambia necesariamente los átomos, al menos transitoriamente, y por lo tanto puede alterar la estructura de las moléculas que los contienen. Si las moléculas afectadas están en una célula viva, la propia célula a veces puede dañarse, ya sea directamente si la molécula es crítica para la función de la célula, o indirectamente al causar cambios químicos en moléculas adyacentes. por ejemplo, De las diversas formas de daño que la radiación puede causar en las células,

la más importante es la del ADN. El daño en el ADN puede impedir la supervivencia o reproducción de la célula, pero con frecuencia el daño es reparado. Si esa reparación no es perfecta, puede resultar en una célula viable pero modificada.

Si se matan suficientes células en un órgano o tejido o se impide que se reproduzcan y funcionen normalmente, habrá una pérdida de la función del órgano, un efecto determinista. La pérdida de función se volverá más grave a medida que aumente el número de células afectadas. Una célula somática modificada aún puede conservar su capacidad reproductiva y puede dar lugar a un clon de células modificadas que eventualmente puede resultar en un cáncer. Una célula germinal modificada, con la función de transmitir información genética a los descendientes de un individuo expuesto, puede transmitir información hereditaria incorrecta y puede causar daños graves a algunos de esos descendientes. Estos efectos somáticos y hereditarios, que pueden comenzar a partir de una sola célula modificada, se denominan efectos estocásticos.

Coefficientes de Probabilidad para Efectos Estocásticos				
Población Expuesta	Detrimento (10^{-2}Sv^{-1})			
	Cáncer fatal	Cáncer no-fatal	Efectos hereditarios severos	Total
Trabajadores adultos	4.0	0.8	0.8	5.6
Toda la población	5.0	1.0	1.3	7.3

La mayoría de los órganos y tejidos del cuerpo no se ven afectados por la pérdida de incluso un número sustancial de células, pero si el número perdido es lo suficientemente grande, habrá un daño observable que refleja una pérdida de la función del tejido. La probabilidad de causar tal daño será cero a dosis pequeñas, pero por encima de algún nivel de dosis (el umbral) aumentará abruptamente a la unidad (100%). Por encima del umbral, la gravedad del daño también aumentará con la dosis. Este tipo de efecto se denomina "determinista". El resultado es muy diferente si la célula irradiada se modifica en lugar de morir. A pesar de la existencia de mecanismos de defensa altamente efectivos, el clon de células resultante de la reproducción de una célula somática modificada pero viable puede resultar, después de un retraso prolongado y variable llamado período

de latencia, en la manifestación de una condición maligna, un cáncer. La probabilidad de un cáncer resultante de la radiación generalmente aumenta con incrementos de dosis, probablemente sin umbral, y de una manera que es aproximadamente proporcional a la dosis, al menos para dosis muy por debajo de los umbrales de efectos deterministas.

Rango de dosis asociado con el síndrome de radiación inducido y muerte del hombre expuesto a una radiación de bajo LET a cuerpo entero.

Dosis absorbida a cuerpo entero Gy	Principal efecto contribuyente	Tiempo de muerte después de la exposición (días)
3-5	Daño a la médula ósea ($DL_{50,60}$)	30-60
5-15	Daño al tracto gastrointestinal y los pulmones	10-20
>15	Daño al sistema nervioso	1-5

Umbrales de dosis para daño al tejido/órgano.

La información proporcionada entre paréntesis indica la cronología de la ocurrencia del efecto.

Efecto	Umbral
Fatalidad (cuestión de semanas)	2-3 Gy dosis aguda a todo el cuerpo con buena atención médica 4-8 Gy prolongado durante 1 semana 10-14 Gy en 1-3 meses suponiendo una buena atención médica
Quemadura de la piel en áreas grandes (2-3 semanas)	5 Gy dosis aguda a la piel
Esterilidad permanente (hombres) (3 semanas)	6 Gy dosis aguda a las gónadas
Esterilidad permanente (mujeres) (<1 semana)	3 Gy dosis aguda a los ovarios
Mayor riesgo de enfermedad circulatoria (>10 años)	0.5 Gy al corazón o al cerebro
Inducción de cataratas (>20 años)	0.5 Gy al cristalino del ojo

La gravedad del cáncer no se ve afectada por la dosis. Este tipo de efecto se llama "estocástico". Si el daño ocurre en una célula cuya función es transmitir información genética a generaciones posteriores, cualquier efecto resultante que se expresa en la progenie de la persona expuesta se denomina, estocástico "hereditario".

La probabilidad de efectos estocásticos depende, no solo de la dosis absorbida, sino también del tipo y la energía de la radiación que causa la dosis. Las principales magnitudes dosimétricas en protección radiológica son la dosis media absorbida en un tejido u órgano, D_T , la energía absorbida por unidad de masa; la dosis equivalente en un tejido u órgano, H_T , que resulta de la dosis absorbida por el factor de ponderación de la radiación, w_R ; y la dosis

efectiva, E , que resulta de ponderar la dosis equivalente por el factor de ponderación a tejido w_T , y sumando sobre los tejidos. La unidad de dosis absorbida es el gray (Gy), y la unidad de dosis equivalente y efectiva es el sievert (Sv).

La creciente tensión que se vive en Ucrania, las estructuras de seguridad deben atender y cuidar las recomendaciones de la protección radiológica, es importante enfatizar que ante un potencial evento nuclear, la protección radiológica tiene como fin reducir la probabilidad de los efectos estocásticos en el hombre por exposición a radiaciones ionizantes, donde la probabilidad de ocurrencia y no su gravedad es una función de la dosis sin umbral y la de evitar la ocurrencia de los

efectos determinísticos donde la gravedad es una función de la dosis sobre un umbral.

Desarrollo

En el ICRP-146 (Ref.1), los eventos o accidentes nucleares producen emisiones importantes de material radiactivo al medio ambiente, que afectan a zonas extendidas y a poblaciones extensas. Son eventos inesperados que afectan a los individuos, la sociedad y el medio ambiente. Generan situaciones complejas y preocupaciones legítimas, particularmente en materia de salud, para todos los afectados por la presencia de fuentes indeseables de radiactividad. La gestión de estas situaciones requiere la movilización a largo plazo de considerables recursos humanos y financieros. La protección radiológica, debe movilizarse para hacer frente a los problemas a los que se enfrentan todas las personas y organizaciones afectadas.

Causa un colapso en la sociedad que afecta a todos los aspectos de la vida individual y comunitaria. Tiene consecuencias sociales, ambientales y económicas grandes y duraderas. La caracterización de la situación radiológica in situ y fuera del emplazamiento es esencial para orientar las medidas de protección, y debe llevarse a cabo lo antes posible. Se recomienda utilizar niveles de referencia para guiar la implementación de acciones de protección durante las fases temprana, intermedia y a largo plazo de un accidente.

El objetivo de la protección radiológica es mitigar las consecuencias radiológicas para las personas y el medio ambiente y, al mismo tiempo, garantizar condiciones de vida sostenibles para las personas afectadas, condiciones de trabajo adecuadas para los socorristas y mantener la calidad del medio ambiente.

En situaciones de emergencia y de exposición existentes, los objetivos de la protección radiológica se alcanzarán utilizando los principios fundamentales de justificación y optimización. El principio de justificación garantiza que las decisiones relativas a la aplicación de acciones de protección redunden en un beneficio para las personas afectadas y el medio ambiente, ya que estas acciones pueden inducir una perturbación significativa. El principio de optimización de la protección aplicado con niveles de referencia tiene por objeto limitar la desigualdad en la distribución de las exposiciones individuales y mantener o reducir todas las exposiciones al nivel más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales, medioambientales y económicos.

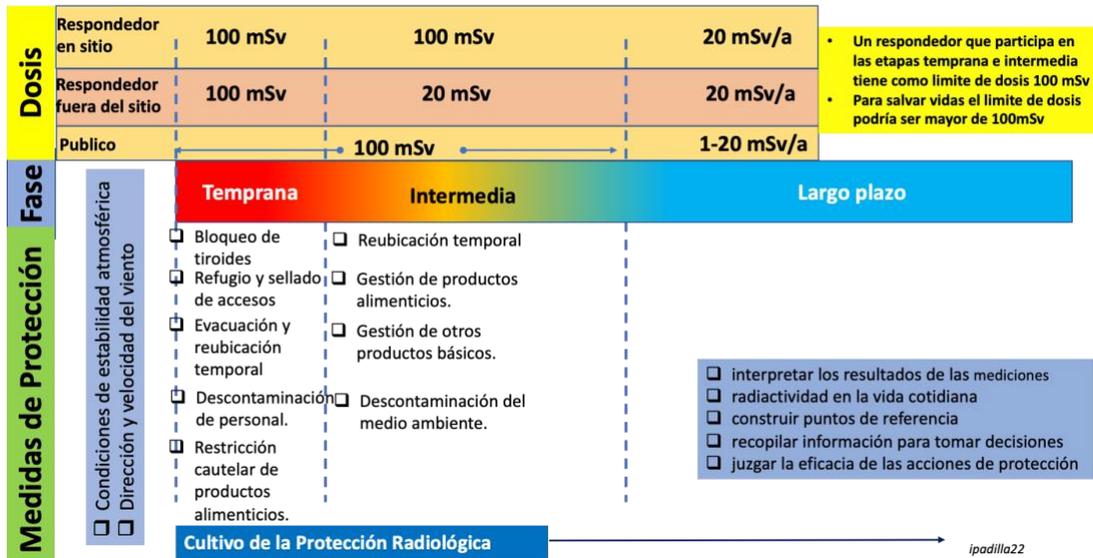
Las personas que participan en la gestión directa de las consecuencias de un accidente nuclear son diversas en cuanto a sus antecedentes, condición, grado de preparación y capacitación en materia de protección radiológica. Incluyen equipos de emergencia (bomberos, policías, personal médico, etc.), trabajadores (ocupacionalmente expuestos o no) y otras personas como representantes electos o ciudadanos que actúan como voluntarios. Se considera que todas estas categorías son «respondedoras». Merecen ser adecuadamente protegidos y provistos de condiciones de trabajo adecuadas.

Para la protección de los socorristas in situ, el nivel de referencia durante la fase inicial no debe exceder en general de 100 mSv, reconociendo al mismo tiempo que se pueden permitir niveles más altos, para salvar vidas o prevenir una mayor degradación en la instalación que conduzca a condiciones catastróficas. Podrán seleccionarse niveles de referencia más bajos en función de la situación, en función de la gravedad del accidente. Durante la fase intermedia, el nivel de referencia no debe superar los 100 mSv. Para la fase a largo plazo, el nivel de referencia no debe superar los 20 mSv anuales, con posibles disposiciones especiales limitadas en el tiempo.

En algunos escenarios de accidentes nucleares, la liberación de yodo radiactivo puede dar lugar a una alta exposición tiroidea debido a la inhalación o ingestión. Se deben hacer esfuerzos específicos para evitar, o al menos reducir, la ingesta de yodo radiactivo, particularmente en niños y mujeres embarazadas. Durante la fase temprana o justo después, las personas expuestas deben ser monitoreadas para detectar una posible exposición al yodo radiactivo.

Se recomienda que las autoridades, los expertos y las partes interesadas cooperen en el llamado "proceso de co-experiencia" para compartir experiencias e información, promover la participación en las comunidades locales y desarrollar una cultura práctica de protección radiológica para permitir a las personas tomar decisiones informadas. Las mediciones individuales con dispositivos adecuados, junto con información relevante, son muy útiles en la implementación de este proceso.

Gestión de un Evento Nuclear Severo



Cronología para la gestión de un accidente nuclear

El Bloqueo de tiroides se realiza con un compuesto de yodo estable para prevenir o reducir la exposición a la tiroides debido a la inhalación e ingestión de yodo radiactivo mediante la saturación de la tiroides con yodo no radioactivo. Como el yodo estable solo es beneficioso para proteger la tiroides contra el yodo radiactivo, debe ir acompañado de refugio o evacuación. La efectividad del yodo estable para el bloqueo de la tiroides depende de su administración oportuna. Debido al poco tiempo disponible, la distribución de yodo estable puede presentar un problema práctico, especialmente si se trata de grandes grupos de población.

El Refugio es permanecer en el interior de su casa habitación o resguardo de sellando ventanas y puertas, cerrando los sistemas de ventilación si es posible y esperando instrucciones.

La Evacuación y reubicación temporal representa el traslado rápido y temporal de personas de una zona fuera del del sitio en conflicto para evitar o reducir las exposiciones a la radiación a corto plazo

que podrían ser lo suficientemente elevadas como para provocar daños graves en los tejidos u órganos (efectos deterministas para la salud) y aumentar el riesgo a largo plazo de cáncer y enfermedades hereditarias (efectos estocásticos sobre la salud).

La descontaminación de personas es la eliminación total o parcial de material radiactivo de una persona mediante un proceso físico y químico deliberado. Se puede recomendar una descontaminación individual urgente para reducir la exposición a la radiación externa por contaminación de la ropa, el cabello y la piel, y para evitar la ingestión inadvertida de dicha contaminación.

Restricciones cautelares de los productos alimenticios. La ingestión de alimentos contaminados puede ser una vía de exposición importante poco después del accidente para las personas que residen en las zonas afectadas. Los consumidores fuera de estas áreas también pueden estar preocupados de que se estén comercializando productos contaminados. Por lo tanto, es prudente tomar medidas lo antes posible en la fase temprana en las áreas afectadas o potencialmente afectadas con el fin de proteger a las personas y la imagen de los productos. Las

medidas de protección en esta etapa implican principalmente la restricción del consumo de productos agrícolas y pesqueros, y el agua potable, así como la prohibición de la caza y la recolección de alimentos silvestres.

La gestión de productos alimenticios esta relacionada directamente a la caracterización radiológica de los productos alimenticios. Esto debe tener en cuenta la calidad radiológica y no radiológica de los productos, el restablecimiento de la confianza de los consumidores y la posibilidad de mantener actividades económicas sostenibles. El ICRP recomienda que se establezcan criterios radiológicos para el consumo de productos, basados en el nivel de referencia y expresados en niveles mensurables de radionucleidos en los productos alimenticios (Bq kg-1 o Bq L-1).

La Gestión de otros productos básicos se refiere a los productos distintos de los productos alimenticios que también pueden estar contaminados tras un accidente nuclear. Todos los productos almacenados en el exterior pueden estar contaminados, incluidos vehículos, embalajes y contenedores de transporte. Este es también el caso de materias primas como la madera y los minerales.

En la fase intermedia la Descontaminación del medio ambiente es la eliminación de la contaminación de las superficies y los suelos puede ser una acción muy eficaz para reducir la exposición. Hay muchas técnicas que se pueden aplicar para descontaminar edificios y superficies de carreteras, suelos y vegetación. La descontaminación del medio ambiente tiene el potencial de conducir a la producción de residuos contaminados, a menudo en grandes cantidades.

El Cultivo de protección radiológica se refiere a la presencia de expertos y autoridades para capacitar a las personas y comunidades afectadas por la radiación para que sepan cómo protegerse y, por lo tanto, para desarrollar una cultura práctica de

protección radiológica necesaria para hacer frente a las consecuencias del accidente nuclear. Esta cultura como los conocimientos y habilidades que permiten a los ciudadanos tomar decisiones bien informadas y comportarse con prudencia en situaciones que implican exposiciones potenciales o reales a radiaciones ionizantes.

CONCLUSIONES

Un gran accidente nuclear es un acontecimiento inesperado que, aunado a la tensión imperante en el entorno de instalaciones nucleares de Ucrania, desestabiliza profundamente a las personas y a la sociedad, genera una situación compleja y requiere la movilización de considerables recursos humanos y financieros. Más allá de las preocupaciones legítimas de todos los afectados con respecto a los efectos nocivos para la salud de la exposición a la radiación, las consecuencias sociales, ambientales y económicas de un accidente nuclear grave, y la respuesta a ese accidente, pueden ser considerables y durar mucho tiempo.

En tal contexto, el primer objetivo de la protección radiológica es prevenir la aparición inmediata de daños graves inducidos por la radiación en tejidos y órganos, y reducir el riesgo de cáncer y efectos hereditarios en el futuro al nivel más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta consideraciones sociales, medioambientales y económicas.

La experiencia adquirida en los accidentes de Chernóbil y Fukushima ha demostrado que los expertos en protección radiológica y los profesionales que participan en las fases temprana, intermedia y a largo plazo deben, además de dominar la base científica de la protección radiológica y su aplicación práctica, cooperar con las personas afectadas en el marco de procesos de conocimientos especializados conjuntos de conformidad con los valores éticos básicos y de procedimiento que sustentan el sistema de protección radiológica.

Referencias.

1. ICRP, 2020. Radiological protection of people and the environment in the event of a large nuclear accident: update of ICRP Publications 109 and 111. ICRP Publication 146. Ann. ICRP 49(4).
2. ICRP 60. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP publication Ann. ICRP vol 21, No. 1-3. Oxford 1991.
3. Morgan K.Z. Turner J.E. Principles of Radiation Protection. Ed. R.Krieger. USA New

“CONFIABILIDAD DE EXCELENCIA, APLICANDO LOS FACTORES DE ÉXITO DE MANTENIMIENTO”

Ing. José Elesván Ríos Ortega
Jubilado CFE Central Nuclear Laguna Verde
jelesvan60@gmail.com

RESUMEN

Esta reseña tiene como objetivo mostrar los pasajes que el personal de Mantenimiento y los programas y procesos de una Central generadora de energía por medios nucleares, han contribuido como factores de éxito, para que una vez establecidos se alcance una operación segura y confiable. Los factores de éxitos reconocen que: el conocimiento y la experiencia de los trabajadores, los programas de mantenimiento, los procesos de Regla de Mantenimiento, los programas de calificación ambiental, el reforzamiento en las herramientas de desempeño humano, el método sistemático del entrenamiento inicial y continuo, la Confiabilidad de equipo, los fundamentales de mantenimiento y habilidades, son la clave para una mejora continua de la Excelencia en la Confiabilidad de Equipo de una Central.

1.- INTRODUCCIÓN

- El inicio de la formación del personal de Mantenimiento, de manera metódica y sistemática en los procesos y técnicas de mantenimiento en la Central Laguna Verde, se remonta a los años 80's y a mediados de los 90's.
- El enfoque de la formación del personal de Mantenimiento se direccionó hacia la capacitación y desarrollo de su formación profesional, integrando el entrenamiento, la experiencia de la industria nuclear y las técnicas para el desarrollo de sus habilidades. Sin lugar a duda, las condiciones de la Planta permitieron que este conocimiento fuera más fácilmente adquirido al realizar las actividades de justo a tiempo en la puesta en servicio, pruebas de arranque y pruebas preoperacionales de ambas unidades de la Central.
- Durante en el periodo de las pruebas de arranque y pruebas preoperacionales se establecieron requisitos para mantener una Central en operación, los cuales incluyeron; Programas de calificación ambiental (Mantto de rehabilitación o reemplazo de equipo), implantación de la carta genérica GL 89-10 (pruebas de torque a válvula motorizadas Relacionadas con Seguridad o RS), implantación de la regla de mantenimiento (Medición de la efectividad del mantenimiento), **programa de mantenimiento preventivo y predictivo, programa de revisión de procedimientos técnicos y operativos**, control de la configuración (Modificaciones analizadas, aprobadas y controladas), pruebas de vigilancias de las especificaciones técnicas de operación por condiciones límites de operación.
- Con lo anterior se dio pauta al desarrollo de procedimientos técnicos (Entrenamiento en el funcionamiento y operación de los equipos), ejecución de los programas de mantenimiento preventivo, predictivo, pruebas operativas, rotación de equipo,

vigilancias de los equipos relacionados con seguridad y monitoreo de desempeño de estos.

2.- REGLA DE MANTENIMIENTO

- Un punto importante inicialmente (ya con ambas unidades operando), fue el de que nuestro organismo regulador solicitó oficialmente que se implementara la regla de Mantenimiento 10CFR-60.65 (monitoreo de la efectividad del mantenimiento en las Plantas nucleares), por lo que la implantación se llevó al inicio de los 90's en ambas unidades.
- El objetivo primario de los requerimientos de esta regulación es determinar si el mantenimiento a los Equipos Sistemas y Componentes (ESC) están resultando en un desempeño aceptable.
- Para la aplicación de la regla de mantenimiento se implementa un proceso de monitoreo de las ESC's mediante criterios de desempeño (Fallas funcionales prevenibles por mantenimiento, Indisponibilidad de equipos e indicadores de Planta).

3.- MÉTODO SISTEMÁTICO DE ENTRENAMIENTO

- A mediados de la década del 2000 la Central desarrolló el Método Sistemático de Entrenamiento (MSE), con el objetivo de formalizar el plan de carrera de cada puesto del área de mantenimiento, para lo cual, el punto fundamental fue la creación de los perfiles de los puestos y los planes de entrenamiento de cada uno de cada uno ellos, que integraban conocimiento, desarrollo de habilidades técnicas y actitud del trabajador durante la ejecución del mantenimiento. Todo esto fue para el entrenamiento inicial y entrenamiento continuo de los trabajadores.
 - Definición del MSE: es un método que proporciona una secuencia lógica desde la **identificación de las actividades realizadas en un puesto y las competencias** requeridas para **desempeñarlas**, hasta el **desarrollo e implementación del entrenamiento** para lograr dichas competencias, y su posterior **evaluación**.
 - Objetivo del MSE: generar y conducir planes de entrenamiento que proporcionen y mantengan en el personal las **competencias** requeridas para desempeñar sus funciones de manera segura y confiable.
 - **Competencias = Conocimientos + Habilidades + Actitudes (CHA's)**

4.- PROCESO DE CONFIABILIDAD DE EQUIPO

- Sin embargo, la industria nuclear observó que las Centrales necesitaron más allá del entrenamiento, las habilidades y actitudes del personal de Mantenimiento para mejorar los indicadores de confiabilidad de los equipos y, observando el desempeño de las Plantas nucleares, en los años 2002 y 2003 la confiabilidad de equipo (ER) se convierte en enfoque importante inicialmente en las instalaciones nucleares de EE. UU., donde el Instituto de Operadores de Energía Nuclear (INPO), desarrolla la guía AP-913 "Descripción del proceso de confiabilidad del equipo", modelo que muchas Plantas adoptan para implementar como su proceso de ER.

- El AP-913 divide el proceso de ER en seis módulos específicos, cada uno con una serie de subelementos. Estas áreas de proceso incluyen la mayoría de los departamentos y disciplinas que requieren, en algunos casos, un cambio fundamental especialmente en las comunicaciones y la cultura de la Planta. En ese momento también se define un Índice de confiabilidad de equipo (ERI), que permite evaluar el grado de implementación de este proceso y permite comparar el desempeño de las Centrales generadoras.
- Para los finales del 2004 e inicios del 2005, la Central decidió implementar esta guía con la finalidad de medir su desempeño y sumarse a la mejora de los equipos, enfocándose a reducir las fallas de estos. La determinación de la criticidad de los equipos mediante los análisis de modos de falla y sus efectos (AMFE's), identificando aquellos equipos que reducen el factor de capacidad de la Planta, el margen de seguridad e incrementan el costo de operación.
- La identificación de equipos críticos basada en la metodología del RCM (Reliability Centered Maintenance), y/o guías de EPRI, monitoreo del desempeño, mantenimiento efectivo usando las Herramientas de Desempeño Humano, Fundamentales de Mantenimiento y habilidades técnicas del personal de Mantenimiento y una planeación a largo plazo en equipos importantes para la seguridad y confiabilidad de la operación, es clave para prevenir fallas inesperadas, paros no planeados y reducciones de potencia.
- Es inevitable mencionar que en sus inicios este proceso presentó algunas debilidades para utilizar la información y experiencia que fue compartida por otras Plantas y que podrían resumirse en Benchmarking oportuno, estudio de casos por especialistas y base de datos que permitieran llegar al análisis efectivo de causas de falla, esto ha sido mejorado de una manera impresionante, sin embargo las Plantas refiriéndose a mantenimiento inician con debilidades dentro del desarrollo del proceso en diferentes módulos, adicional enfrentan el cambio generacional y lo que es un hecho, el aprendizaje práctico se ve limitado y en algunos casos es casi virtual derivado de las condiciones operativas de la Planta.
 - La tecnología innovadora comienza a ser un reto mayor.

5.- SIMULADOR Y MAQUETAS PARA ENTRENAMIENTO

- Como una segunda fase en la capacitación o formación del personal de Mantenimiento, se llevó a cabo la instalación de un simulador en las instalaciones de entrenamiento que consiste en una maqueta dinámica donde los equipos de proceso con controladores de nivel, flujo, válvulas, motores, etc. fueron utilizado por los directivos de mantenimiento para identificar las debilidades de los **supervisores de primera línea y de los técnicos**. Esto incluye un amplio rango de habilidades y conocimientos fundamentales que el supervisor y los técnicos necesitan visualizar durante las tareas de trabajo. La sesión de capacitación lleva a los supervisores a una comunicación efectiva **“como está actuando el supervisor” versus “como debe de actuar el supervisor”**. Adicionalmente, se estableció un **programa de observación de pares para dar coaching sobre el modelaje adecuado**, por ejemplo, la aplicación de los estándares en los lugares de trabajo por los supervisores de primera línea.
- Derivado del desempeño y experiencia en la industria nuclear a nivel mundial, en los años 2012- 2014, se presenta una discusión del porque poner específica atención en la identificación, comunicación y manejo sobre los componentes críticos durante la ejecución del trabajo, cuestionándose lo siguiente:

- En la industria nucleoelectrónica, las actividades en equipos Relacionados con Seguridad (RS), tienen un enfoque especial sobre las actividades de mantenimiento en componentes críticos.
- Los trabajos en equipos RS usualmente son probados varias veces por mantenimiento y operación antes de retornarlo a servicio.
 - ¿Qué sucede con los componentes críticos que no son RS?

6.- PROFICIENCY

- Algunos conceptos como los fundamentales de mantenimiento y proficiency (competencia, habilidad, capacidad) son enfocados en la industria nuclear a mediados de la década del 2010 en adelante.
- 5 bloques que construyen la competencia:
 - **La Educación** imparte conocimientos
 - **El Entrenamiento** desarrolla habilidades básicas / Capacitación y desempeño **oportuno** para proporcionar **valor**.
 - **La repetición** genera familiaridad.
 - **La experiencia** imparte entendimiento.
 - **Auto conciencia** de la disminución de la competencia.

7.- FUNDAMENTALES DE MANTENIMIENTO

- Son los conocimientos, habilidades, desempeño y prácticas que el personal necesita aplicar en su trabajo para realizarlo de manera apropiada.
- Los fundamentales del trabajador de Mantenimiento incluye aquellas habilidades y comportamientos que son necesarios para realizar un mantenimiento seguro y eficiente.
- Mantenimiento inicia a reforzar los conceptos de los fundamentales mediante difusión y desarrollo de escenarios desde el 2014 al 2016 con el enfoque de diferenciar los fundamentales de mantenimiento, de las herramientas de Desempeño Humano (DH), Housekeeping, Seguridad Industrial, etc.
- LOS 4 FUNDAMENTALES DE MANTENIMIENTO
 - El personal de Mantenimiento realiza mantenimientos preventivos y correctivos de alta calidad.
 - El personal de Mantenimiento comunica de manera efectiva la información técnica
 - El personal de Mantenimiento conoce su trabajo.
 - El personal de Mantenimiento toma acciones deliberadas y conservadoras.
- Estos 4 FUNDAMENTALES DE MANTENIMIENTO fueron transformados en un acrónimo **DE C E A**, que están relacionados e interiorizados como sigue:
 - **DE**cisiones deliberadas y conservadoras demuestro en mis acciones.
 - **C**onozco como mi trabajo impacta a la Central.
 - **E**fectivamente comunico la información técnica.

- Alta calidad en los mantenimientos preventivos y correctivos que realizo.

8.- RETROALIMENTACIÓN DE LA INDUSTRIA

- Un documento de la industria nuclear eleva la voz dado que desde el 2015 se manifestaron debilidades en las habilidades técnicas fundamentales de mantenimiento; que impactaron la confiabilidad de las Centrales.
- Algunas lecciones aprendidas fueron detectadas tales como:
 - Fundamentales técnicos de mantenimiento
 - Supervisión y ejecución del trabajo inadecuado
 - Entrenamiento insuficiente para mantener los fundamentales
 - Las habilidades y fundamentales de mantenimiento son percederas
- Algunas causas fueron identificadas tales como:
 - Falta supervisión en la ejecución y preparación de los trabajos.
 - Falta de un coach continuamente en la correcta aplicación de las habilidades técnicas.
 - Falta de capacitación efectiva para renovar y reforzar los conocimientos, habilidades y comportamiento.
 - **Perdida de la experiencia, derivado del cambio generacional.**

9.- FUNDAMENTALES DE MANTENIMIENTO Y HABILIDADES TÉCNICAS

- Relacionado con lo anterior se desarrolla la guía de INPO-18-03. Esta guía renueva el enfoque donde se identifican los fundamentales de mantenimiento y habilidades técnicas que debe utilizar el personal de Mantenimiento para mantener la operación segura y confiable de la Planta.
- Este nuevo enfoque y mayor atención está siendo aplicado a la comprensión de los Conceptos de Competencia.
- Lo que hace es aumentar el valor del enfoque técnico en la actividad, es decir volver a los Fundamentales.
- **Fundamentales de Mantenimiento**
 - Se definen como los conocimientos, habilidades, comportamientos y prácticas esenciales que el personal debe de aplicar para realizar su trabajo correctamente. Los cuales están integrados en 5 estándares de excelencia que un individuo necesita para hacer bien sus actividades:

Conocimiento	Es el conocimiento y Habilidades Técnicas (HT) adquiridas a lo largo de la vida, por medio de la experiencia y el entrenamiento.
Preparación	Comprender el estado de la Planta y el riesgo al realizar el trabajo. Identificar condiciones del sitio de trabajo para planear las actividades.

Desempeño	Realizar las actividades de mantenimiento y dar seguimiento, asegurando que la información técnica obtenida se documente adecuadamente.
Acciones conservadoras	Tomar acciones conservadoras y de manera inmediata comunicar tus preocupaciones. Adoptar una actitud cuestionadora.
Sentido de Propiedad	Realizar el trabajo usando siempre HT y fundamentales sólidos que demuestren un alto sentido de propiedad. No tolerar las fallas de equipos y apoyar todo el tiempo en la resolución de problemas.

➤ **Habilidades Técnicas**

- Son definidas como una habilidad a usar el conocimiento efectivamente y listo en la ejecución o desempeño de tareas de mantenimiento de alta calidad.
- Las habilidades de mantenimiento se dividen en:
 - Comunes para todas las disciplinas y niveles de experiencia.
 - Específicas para cada área de mantenimiento (mecánico, eléctrico, I&C, civil, taller, metrología, predictivo, etc.).
- Las habilidades técnicas requeridas para cada área deberán ser desarrollada utilizando el método sistemático de entrenamiento.

10.- CONCLUSIONES

- Durante los últimos 30 años los intentos de mejorar el desempeño de los trabajadores para incrementar la seguridad y confiabilidad de la industria nuclear a nivel mundial, a través de procesos estructurados y sistemas que han ayudado a mejorar la cultura libre de eventos han sido los siguientes:
 - Entrenamiento durante la puesta en servicio y pruebas de arranque.
 - Mediciones Regulatorias tales como, Regla de Mantenimiento.
 - Herramientas de Desempeño Humano.
 - Método sistemático de Entrenamiento MSE.
 - Confiabilidad de equipos (INPO-AP-913).
 - Fundamentales de Mantenimiento.
 - Fundamentales de mantenimiento y habilidades técnicas (INPO-18-003).
 - Regresando a lo básico (entrenar y repetir el entrenamiento).
- **El refuerzo continuo durante la capacitación y las tareas de mantenimiento aumentará la competencia de los trabajadores y dará como resultado un mejor sentido de propiedad a toda la organización.**

¿¿¿¿¿Regresando a lo básico?????

¿Cuál es la opción para este nuevo reto de las Centrales Nucleoeléctricas?

Agradecimientos

En términos generales quiero agradecer a los ingenieros por su apoyo en revisión, comentarios y recomendaciones para llegar a buen término este documento:

Ing. Héctor Aponte Cuevas, jubilado de la CNLV.

Ing. Alma Georgina Martínez López, jubilada de la CNLV.

Ing. Fabián Barrios Eufrasio, Ingeniería CNLV.

Ing. David Ureña Pita, Jefe de Planeación Recarga CNLV.

Ing. José Francisco Javier Echeverría, jubilado de la CNLV.

Ing. José Hernández García, jubilado de la CNLV.

Referencias

10CFR-60.65 monitoreo de la efectividad del mantenimiento en las Plantas nucleares.

INPO-AP-913 Descripción del proceso de confiabilidad de equipo.

MAN-001 Manual de conducta de Mantenimiento.

HDH Herramientas de Desempeño Humano.

EPRI Electric Power Research Institute.

INPO-18-003 Maintenance Fundamentals and Technical Skills.

Mi visita a Fukushima

Ing. Joel A. Méndez García
Central Nucleoeléctrica Laguna Verde
Carretera Cardel-Nautla Km 42.5
Mega6107@gmail.com

Resumen

Este trabajo tiene como objetivo el mostrar cómo pueden presentarse los efectos de la naturaleza en las mediaciones de una central nuclear y en las mismas instalaciones nucleares de una planta de generación de energía eléctrica, cuando algún detalle no considerado se vulnera por las fuerzas de la naturaleza. Así mismo tratar de transmitir los sentimientos de alguien que vivió en una central similar durante más de 36 años y que vio con sus propios ojos la situación a más de 8 años después de la tragedia que padeciera la industria nuclear en el mundo. Una cosa es enterarse de lo que nos reportan los medios y las instituciones de la industria nuclear, y otra cosa es ver uno mismo la situación que se vive día a día en aquellas tierras del lejano Japón a rededor de la Central Nuclear de Fukushima. La oportunidad de haber estado dentro de la central y enfrente de los edificios destruidos, se le debe a WANO, ya que durante workshop de Independent Nuclear Oversight que se llevó a cabo en octubre de 2018 en Tokio Japón en las instalaciones de WANO Tokio, se incluyó la visita a la central nuclear de Fukushima. Este trabajo no tiene la intención de explicar técnicamente lo que sucedió en marzo de 2011 cuando después de un terremoto con magnitud de 9 grados que causó un tsunami en las costas de Japón, ya que ese reporte ha sido emitido de manera oficial por WANO y por la compañía propietaria de la central nuclear afectada. La sensibilacion es el principal objetivo de esta presentación, aunque sé que la gente involucrada en la industria nuclear entendió y entiende la magnitud de aquel accidente, creo no está por demás reforzarlo, y que mejor oportunidad que en el marco del congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana de este 2022, a poco más de 11 años de aquel sismo que cimbró al mundo nuclear. Se incluye al final algunas preguntas más frecuentes de la situación actual de Fukushima.

1. INTRODUCCIÓN

Como parte de un workshop a cerca de Independent Nuclear Oversight que se llevó a cabo en la ciudad de Tokio Japón en octubre de 2018, estuve presente por parte del corporativo nuclear de la Comisión Federal de Electricidad.

En ese workshop, se tocaron temas importantes de las evaluaciones independientes al desempeño de las centrales nucleoelectricas y de los corporativos también. El proceso de evaluación independiente siempre ha existido en la central Laguna Verde de forma parcial a través de Control de Calidad, Garantía de Calidad y la Unidad Independiente de Seguridad, quienes reportaban directamente al gerente en caso necesario y al director de la Comisión Federal de Electricidad si Garantía de Calidad así lo considerara. Sin embargo, para el corporativo, en este caso la Comisión federal de Electricidad, no se contaba con una entidad que así lo hiciera dentro de su propia organización. A partir del 2015, fue que, bajo la iniciativa del gerente en turno de la central Laguna Verde, se inició el grupo de evaluación independiente que abarcará incluso al corporativo de la compañía.

En el workshop de octubre de 2018 en Tokio, se habló principalmente de los corporativos que también deben ser supervisados tanto por WANO como por su propia evaluación independiente. Ahí también se comentó de la necesidad de evaluar incluso, las etapas de post operación, las etapas de desmantelamiento y etapas que, para el caso de centrales accidentadas, también se deberían tener procesos para tales casos.

Dado todo lo anterior, y como la central de Fukushima se encuentra relativamente cerca de la ciudad de Tokio fue incluida una visita a dicha central como parte de la concientización y como tema de interés general para quienes trabajamos en la industria nuclear.

La visita fue todo un éxito y de muy buen agrado de los que participamos en el workshop. La visita fue de aproximadamente 8 horas en la central de Fukushima, la cual incluyó, adiestramiento en aula y explicación del recorrido y cómo comportarse durante la visita, esta explicación se realizó en instalaciones que están fuera de la central aproximadamente a 30 minutos de la misma, en estas instalaciones dejamos todas nuestras pertenencias ya que no se permiten ingresar cámaras dentro de las instalaciones de la central.

Todo perfectamente coordinado como todo lo que se organiza en Japón, partimos a muy temprana hora a la visita de la central afectada por aquel tremendo sismo de 9 grados en el no muy lejano 11 de marzo del 2011, personal de diferentes países como Reino Unido, Estados Unidos de Norteamérica, Francia, India, México y Japón entre otros.

2. EN CAMINO A LA CENTRAL FUKUSHIMA

Al llegar al centro de visitantes de TEPCO, propietaria de Fukushima Daiichi, nos dirigieron a un aula especial ya preparada con mapas, diagramas y presentaciones para ilustrar el evento, como estaba antes del sismo la central, como sucedió el sismo y sus afectaciones, que fue lo que hicieron en los primeros días, y cuál es la situación actual de la central nucleoelectrica de Fukushima. Esta instrucción tuvo una duración de 1 hora 30 minutos aproximadamente en donde se nos explicó el recorrido y el comportamiento que debíamos mantener a la hora de estar dentro de las instalaciones de la central. Sobresalió la explicación de la barrera congelada que se construyó para evitar verter agua contaminada que escurra al mar, así como la cantidad de tanques que almacenan conteniendo agua contaminada ya tratada y esperando a ser descargada una vez que cumpla con los parámetros adecuados para poder ser descargada al mar bajo un estricto monitoreo no solo por los expertos de TEPCO sino también por otras organizaciones encargadas de vigilar que se cumplan las normativas relacionadas con las descargas.

Una vez que arribamos a las cercanías de la central, encontramos a lo largo de todo el camino aproximadamente de 30 minutos innumerables casas habitación, tiendas, almacenes, bodegas y demás abandonadas y se nota el paso del tiempo sin que nadie haya entrado o abierto nuevamente las puertas desde aquel fatídico 11 de marzo de 2012. Muchas pero muchas muestras de lo que nadie se imagina nunca vivir, autos abandonados dentro de sus cocheras, hamacas, sillas jardines, todo abandonado por años. Otro dato sorprendente, no se notan muestras de saqueo o muestras de delincuencia que se haya aprovechado de la situación. Cabe mencionar también que el tránsito por estas zonas está restringido y aunque si se ve mucho tráfico y movimiento de gente, todo es en torno a la central nuclear, muchos van a la central y otros regresan, es una zona industrial con mucho movimiento, pero todo el torno a mantener las condiciones de la central, que actualmente está en desmantelamiento en diferentes etapas cada una de las 6 unidades. Una cosa es redactarlo y platicarlo y otra cosa muy diferente es vivirlo, pasar por esos caminos que, aunque en buen estado, muestran las afectaciones por el sismo, el tsunami y el abandono por la evacuación de la población afectada y cercana las instalaciones nucleares.

Nos cuenta el guía que esos caminos eran intransitables por semanas después del tsunami, madera, arboles, vehículos, había de todo atravesado en los caminos a la central.

3. EN LA CENTRAL FUKUSHIMA

Normalmente a la llegada de las centrales nucleoelectricas que he tenido la fortuna de haber conocido en todo el mundo, las entradas son ciertamente ágiles y no hay tanta gente ni tratando de ingresar ni atendiendo el ingreso del personal, sin embargo, por la central de que se trató, la visita a Fukushima fue especial y completamente diferente. Mucha gente por todos lados, unos ingresaban por unas puertas, otros por otras, gente de todas las nacionalidades trabajando en equipo con el fin comen de mantener las situaciones de la central y para desmantelar las unidades de acuerdo a lo planeado, aunque adelantado, para la edad de las unidades, decidido por sus

autoridades y gobiernos japoneses. Dejar definitivamente fuera de toda recuperación, incluso, las unidades 5 y 6 que no sufrieron daños por el sismo ni por el tsunami.

Nosotros ciertamente tuvimos las mayores facilidades para el ingreso dada la visita de qué se trataba, expertos todos en materia de centrales nucleares y de la supervisión independiente. Aunque las unidades están todas fuera de servicio y rumbo al desmantelamiento total, el protocolo para la entrada sigue siendo con la mayor seriedad y rigurosa en su revisión. Los recorridos debidamente bien planeados debido a múltiples factores, entre ellos, de los más importantes, la acumulación de tanques llenos con agua residual de descontaminaciones y de los procesos que ahora se usan en Fukushima.

Más de 1000 tanques dentro del predio de la central de Fukushima es lo que domina el paisaje para donde quiera que voltees, de varios colores y de variados tamaños, todos con el mismo fin de evitar verter al océano agua contaminada producto de la recuperación de las unidades. Todos rodeados por diques que envuelven lotes de tanques, dichos diques para el caso de fuga de algunos de los tanques de almacenamiento. También se ven tinglados de lonas que cubren los espacios entre los diques y los propios tanques, enormes lonas para evitar que el agua de lluvia caiga dentro de los diques incrementando la cantidad de metros cúbicos de agua para ser tratada o para que esté en espera de bajar los niveles de contaminación para poder, después, ser vertida al océano.

Ya durante el recorrido, se aprecia la magnitud del efecto que causó el oleaje provocado por el tsunami posterior al terremoto del 11 de marzo, por ejemplo, existen restos de barreras protectoras que fueron diseñadas para evitar justamente lo que sucedió, pero que fueron rebasadas, no se imagina uno como fue que el agua pasó por arriba de esas barreras.

Llegando a los edificios de proceso, fue impresionante ver vigas retorcidas, vigas de la estructura que en un momento fue la estructura de la grúa del reactor, todas dobladas o separadas de la misma. Las láminas de lo que fue el piso de recarga, arrancadas de su lugar y dejando ver hacia el interior los resultados de las detonaciones en el edificio del reactor causadas por la acumulación de hidrógeno después de quedar sin agua las albercas de combustible gastado. Es una sensación difícil de describir cuando está frente a nosotros el edificio del que alguna vez estuvo produciendo la energía similar a la de las unidades de Laguna Verde. En alguna de las paredes de uno de los edificios de proceso, que marcó el nivel del agua al que llegó el tsunami y que causó el accidente nuclear más importante de la industria nuclear con fines pacíficos en Japón.

Siguiendo por el recorrido planeado para nosotros encontramos las instalaciones que ellos llaman frozen soil wall y que sirve de barrera para evitar que las aguas pluviales o derrames se viertan al mar sin analizar, impresionante saber el tamaño y que siempre debe estar a menos treinta grados Celsius para cumplir con su propósito. Son máquinas frigoríficas que deben estar 24/7 todos los días del año por varios años.

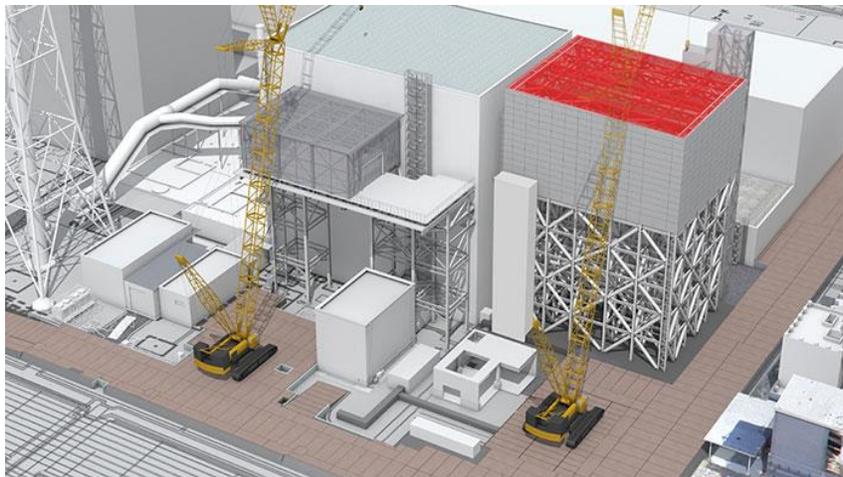
4. CONDICIONES ACTUALES FUKUSHIMA (2022)

En la Unidad 1, la parte superior del edificio del reactor resultó gravemente dañada durante el accidente por una explosión de hidrógeno y aún quedan escombros de esa época en la parte superior del edificio. Estos escombros deben retirarse para retirar el combustible de la piscina de combustible gastado, por lo que esa es la tarea en la que están actualmente.

En el futuro, planean completar la construcción de una gran cubierta para el año fiscal 2023 para evitar la dispersión de polvo y continuaremos quitando los escombros debajo de ella.

Se están realizando preparativos para retirar el combustible de la piscina de combustible gastado de la Unidad 2 utilizando un método que es aún más seguro y evita aún más la dispersión de polvo.

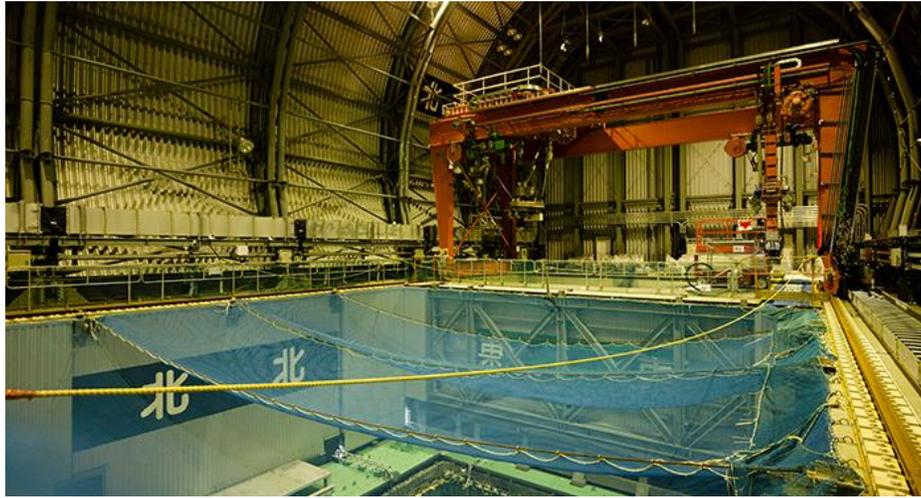
Actualmente se están realizando trabajos de mejoramiento del suelo para instalar una plataforma para retirar combustible.



Durante el accidente se produjo una explosión de hidrógeno en la Unidad 3. Los escombros generados durante esta explosión que se encontraban en la planta superior del edificio del reactor ya han sido retirados, y en abril de 2019 se inició la retirada de combustible de la piscina de combustible gastado.

El 28 de febrero de 2021, se completó la extracción de los 566 elementos combustibles de la piscina de combustible gastado.

Estas tareas se realizaron de forma remota y los elementos combustibles se almacenan de forma segura en la piscina común de las instalaciones.



Durante el accidente, el hidrógeno generado en la Unidad 3 fluyó a través de las tuberías hacia la Unidad 4 y provocó una explosión de hidrógeno. Dado que el reactor había sido cerrado para inspección periódica, todo el combustible del reactor estaba en la piscina de combustible gastado. En 2014 se completó la retirada de los 1.535 elementos combustibles almacenados en la piscina de combustible gastado. Este combustible se está almacenando en la piscina común eliminando así los riesgos asociados.



La Unidad 5 se está utilizando para deliberar sobre los métodos de eliminación de residuos de combustible porque su Recipiente de Contención Primaria (PCV) es similar en estructura a las Unidades 2~4.

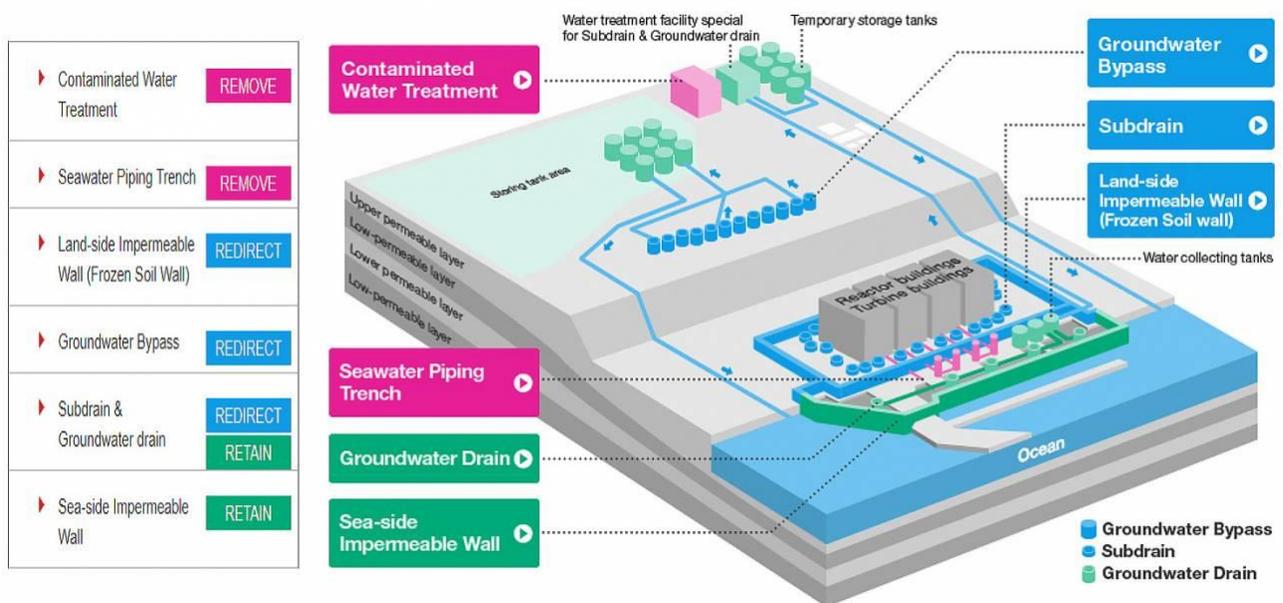
5. PREGUNTAS FRECUENTES PARA DE LA CENTRAL FUKUSHIMA.

¿Qué otras contramedidas se están implementando para evitar la generación de agua contaminada?

Por ejemplo, el agua subterránea que desciende de las montañas se bombea mediante pozos que comprenden un desvío de agua subterránea y se descarga fuera del puerto.

El agua subterránea que fluye cerca de los edificios se bombea y se descarga en el puerto mediante pozos de drenaje subterráneo.

Y, las superficies del suelo se están pavimentando o recubriendo para evitar que el agua de lluvia que cae en el sitio se filtre en el suelo y se convierta en agua subterránea.



¿Se puede almacenar todo el combustible de las unidades 1 a 4 en la alberca común?

Se pueden almacenar 6.799 elementos combustibles a bajas temperaturas en la piscina común, pero la piscina común no es lo suficientemente grande para almacenar todo el combustible.

Por lo tanto, el combustible que ha bajado de temperatura se transfiere en contenedores secos a una instalación de almacenamiento enfriada por aire. Por lo tanto, el combustible se almacena de dos maneras.

¿Qué tipo de preparativos se están realizando en la Unidad 2 para eliminar los restos de combustible?

En febrero de 2018, se llevó a cabo una investigación del interior del recipiente de contención primaria (PCV) en preparación para la eliminación de restos de combustible.

Tomamos con éxito imágenes inmediatamente debajo del recipiente a presión del reactor (RPV), donde se supone que existen restos de combustible.

Algunas de estas imágenes mostraban depósitos que se supone que son restos de combustible. La investigación también mostró que el agua gotea desde arriba y mantiene frescos y estables los residuos de combustible en el fondo.

Al año siguiente, en febrero de 2019, se llevó a cabo una "investigación de contacto" por primera vez durante la cual tocamos los depósitos para examinar la dureza y la fragilidad.

Se tomaron depósitos que se habían acumulado en la parte inferior de la PCV para examinar su forma y tamaño, y también confirmaron que los depósitos podían moverse.

Se planeó retirar una pequeña cantidad de muestras de restos de combustible de la Unidad 2.

Se están realizando pruebas de confirmación de rendimiento de un brazo robótico para eliminar los restos de combustible en el centro de maquetas de Naraha.

¿Para qué sirve la cámara frigorífica?

La cámara frigorífica es una instalación para bajar la temperatura del refrigerante utilizado para crear una pared de hielo (pared impermeable del lado terrestre) a $-30\text{ }^{\circ}\text{C}$. El refrigerante pasa a través de tuberías que encierran las Unidades 1~4.

Este muro de hielo subterráneo, que tiene 1.500 m de largo en total y se extiende 30 m por debajo de la superficie, se creó para bloquear el flujo de agua subterránea.

6. CONCLUSIONES.

Tengo que reconocer que me impresionó la situación, que a pesar de que está bajo control, no deja de ser de magnitudes inimaginables todo lo que se está haciendo para llevar a las unidades hasta el desmantelamiento total. Esta misma impresión quisiera haberla podido transmitir, no para preocupar a la gente de la industria, porque yo, como todos, sabemos que el futuro de la industria es lo nuclear, petróleo ya no hay, el litio esta limitado, el futuro es el uranio y otros materiales radioactivos. Imagino autos con su micro reactor, aviones barcos y drones personales usando micro reactores nucleares como fuente de energía. Sin embargo, si se debe de tener extremo cuidado en el diseño, fabricación y operación de todos estos equipos que soportan a la industria nuclear. Cada movimiento, cada procedimiento, cada maniobra debe ser bajo conciencia plena de lo que estamos haciendo y de lo que podemos llegar a causar si no lo hacemos de manera excelsa con atención al detalle y usando las herramientas de desempeño humano.



REFERENCIAS

1. <https://www.tepco.co.jp/en/insidefukushimadaichi/index-e.html#/guide14>.
2. <https://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/status-update>.