

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

XXXIV Congreso Anual

**Reactores Modulares Pequeños, una nueva perspectiva
para la Energía Nuclear en México.**



Sociedad Nuclear Mexicana

Enero - Diciembre 2023

Publicación Anual

ISSN en trámite

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

MEMORIAS DEL CONGRESO ANUAL DE LA SOCIEDAD NUCLEAR MEXICANA. Volumen 2, Congreso número 34, enero-diciembre 2023, 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 en trámite, 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 2023. Tamaño del archivo 25.2 MB.

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



Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana 2023

Modalidad Presencial

27 al 30 de agosto de 2023

La Paz, Baja California Sur.

“Reactores Modulares Pequeños, una nueva perspectiva
para la Energía Nuclear en México”

Bienvenida

La Paz, Baja California Sur a 27 de agosto del 2023.

Estimados miembros de la Sociedad Nuclear Mexicana, distinguidos invitados, estudiantes, patrocinadores y demás profesionales del sector nuclear.

Es un honor y un privilegio darles la más cordial bienvenida al 34 Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana. Esta sociedad fue fundada por los primeros profesionales de la industria nuclear en México, que vieron a esta Sociedad como un medio para fortalecer el sector nuclear en nuestro país a través de la difusión de los resultados generados en los proyectos en la materia, involucrando a su vez a un gran número de estudiantes, los cuales posteriormente se convertirían en los profesionales del sector, y que hoy laboran en la industria nuclear, institutos de investigación, centros de educación profesional y de posgrado, o como reguladores.

Si bien la energía nuclear históricamente no ha sido bien vista en amplios sectores de la población, sus bondades la mantienen hasta ahora como una opción energética viable. El conocimiento en materia nuclear continúa avanzando alrededor del mundo y hoy en día escuchamos de la materialización de conceptos como la fusión nuclear, reactores generación IV y reactores modulares pequeños. Todas ellas representan soluciones a los problemas energéticos que hoy enfrentan numerosas economías en el planeta. Quizá el que mayor relevancia ha tomado en los últimos años es el desarrollo de los reactores modulares pequeños, SMR por sus siglas en inglés. Y es el tema que nos ocupa en este congreso, que ha adoptado por lema "Reactores Modulares Pequeños, una Nueva perspectiva para México"

En un mundo de constante cambio, donde la demanda de energía y la preocupación por el medio ambiente van de la mano, es imperativo que busquemos soluciones innovadoras y sostenibles. Los reactores modulares pequeños representan una oportunidad de contar con una herramienta que permita alcanzar los objetivos energéticos de manera segura, eficiente y respetuosa con el medio ambiente.

Los SMR, a diferencia de las grandes plantas nucleares, ofrecen una mayor flexibilidad y modularidad en su diseño y capacidad. Permiten adaptarse de manera más ágil a las necesidades energéticas específicas de diferentes regiones, brindando una solución personalizada y asequible para comunidades apartadas que podrían beneficiarse de la energía nuclear.

Además de su versatilidad, los SMR representan una vía para fortalecer la seguridad energética y reducir las emisiones de gases de efecto invernadero; son altamente seguros, eficientes y utilizan tecnologías avanzadas. Por lo anterior su inclusión dentro de la matriz energética puede contribuir a lograr las metas energéticas en una economía que requiere ser sostenible.

Implementar esta nueva perspectiva, requiere un compromiso conjunto entre la industria nuclear, el gobierno y la sociedad. Es esencial fomentar la investigación, la innovación y el capital humano para asegurar un uso responsable y seguro de la tecnología nuclear.

Como sociedad, debemos promover el conocimiento y la comprensión pública sobre la energía nuclear y sus beneficios. Es necesario desmitificar conceptos erróneos y destacar los rigurosos estándares de seguridad con los que operan los reactores nucleares.

Asimismo, es fundamental desarrollar marcos regulatorios claros y eficientes, que faciliten la implementación de proyectos nucleares, garantizando la protección del medio ambiente y la seguridad de la población.

A lo largo de este Congreso, tendrán la oportunidad de participar en conferencias y discusiones que nos permitirán profundizar en este apasionante tema, además de compartir conocimientos y experiencias.

En nombre de la Sociedad Nuclear Mexicana, agradezco su presencia y participación en este evento. Muy particularmente agradecemos a nuestros patrocinadores Rosatom, Framatome, la Unidad de Planeación Energética de la FI-UNAM, GE-Hitachi, OIEA y al Municipio de la Paz. Es a través de este patrocinio que es posible la participación de los estudiantes de distintas disciplinas en este congreso.

¡MUCHAS GRACIAS!

Alejandro Núñez Carrera
Presidente del 34 Congreso Nacional de la SNM

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

Comité Organizador

Presidente del Congreso

Alejandro Núñez Carrera

Presidente de la SNM

Armando Miguel Gómez Torres

Comité Técnico

Alejandría Pérez Valseca
Consuelo Letechipía de León

Finanzas y Patrocinios

Roberto Carlos López Solís
Juan Luis François Lacouture

Logística

Lourdes Zúñiga Ramírez
Ambar Gissel Robles Núñez
Oziel Rojas Ávila
Fabián Barrios Eufrasio
Carina Martínez Fuentes
José Vicente Xolocostli Munguía
Francisco J. Bucio Valdovinos

Programa de Estudiantes

Fernando de la Torre Aguilar
Florencia Rentería del Toro

Registro

Carina Martínez Fuentes
Lourdes Zúñiga Ramírez

Memorias

José Vicente Xolocostli Munguía

Webmaster

Francisco J. Bucio Valdovinos

Instituciones Participantes



SENER
SECRETARÍA DE ENERGÍA



ININ
INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES



CNSNS
COMISIÓN NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS



IAEA
International Atomic Energy Agency



UAM
Casa abierta al tiempo
UNIVERSIDAD AUTÓNOMA METROPOLITANA



Universidad Veracruzana



UANL
UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE NUEVO LEÓN



POLITÉCNICA



34 Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana



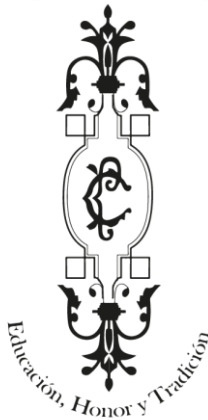
La Paz BICS 27-30 AGOSTO 2023

Reactores Modulares Pequeños

Una nueva perspectiva para la Energía Nuclear en México.



Colegio Preparatorio Vespertino de Xalapa



Patrocinadores



ROSATOM

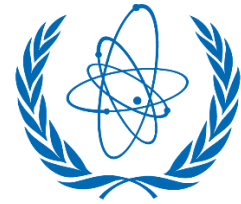
framatome



H. XVII AYUNTAMIENTO
DEL MUNICIPIO DE LA PAZ B. C. S.
2021-2024



HITACHI



IAEA
International Atomic Energy Agency

Índice por Tracks

SELECCIONE EL TRACK DE INTERÉS

POSTERIORMENTE SELECCIONE EL ARTÍCULO QUE DESEE VISUALIZAR

- Track 1 Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación**
- Track 2 Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares**
- Track 3 Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares**
- Track 4 Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas**
- Track 5 Planificación Energética y Recursos Humanos en la Industria Nuclear**
- Track 6 Protección y Seguridad Radiológica**
- Track 7 Física, Tecnología y Diseño de Fusión**

Track 1: Física de Reactores Nucleares, Ciclo de Combustible Nuclear y No Proliferación

Estudio del Contenido de Actínidos Menores en Celdas de Combustible BWR

Eduardo Martínez Caballero y José Luis Montes Tadeo

Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control

José Alejandro Castillo Mendez, Juan José Ortiz Servin, José Luis Montes Tadeo y Raúl Perusquia Del Cueto

Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas

Fernando De La Torre Aguilar, J. Ignacio Dávila Rangel, Alejandro Robles Luna, Fernando Mireles García, Carlos Ríos Martínez y José Luis Pinedo Vega

Solución Analítica de las Aproximaciones P3 y S4 de la Ecuación de Transporte de Neutrones: Caso Placa con Anisotropía en Medio No Multiplicativo

Guillermo Muñoz Peña, Edmundo del Valle Gallegos y Armando Miguel Gómez Torres

Optimización del patrón de recarga de combustible del reactor rápido Allegro enfriado por gas

Diego Dávila López y Juan Luis François

Gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor nuclear BWRX-300

Arturo Jiménez Facio y Juan Luis François Lacouture

Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1

Edmundo Leonardo Serrano Hernández, Itzel Adriana Olgún Rodríguez, Edmundo del Valle Gallegos, Álvaro Sánchez Ríos, Gustavo Alonso Vargas y Arturo Delfín Loya

Desarrollo y verificación de un modelo barras de control en el código AZKIND

Gerardo Armando Canseco Ruiz, Edmundo del Valle Gallegos y Armando Miguel Gómez Torres

Análisis Comparativo de los Reactores de Generación IV: SFR y LFR

Aranzia Pool Bacelis y Vicente Xolocostli Munguía

Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN

Itzel Adriana Olgún Rodríguez, Edmundo Leonardo Serrano Hernández, Edmundo del Valle Gallegos, Alonso Álvaro Sánchez Ríos, Gustavo Alonso Vargas y Arturo Delfín Loya

Mexican Results on the NEA Lead-cooled Fast Reactor Benchmark

Roberto Carlos Lopez Solís, Armando Gómez Torres y Edmundo del Valle Gallegos

Track 2: Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

Ciclo Combinado Usando un Reactor Nuclear de Alta Temperatura

Jose Ramon Ramirez Sanchez, Gustavo Alonso Vargas y Eduardo Martinez Caballero

Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5

Mauricio Cruz Ponce, Javier Ortiz Villafuerte, Edmundo Del Valle, José Agustín Francisco Rodríguez Pérez, Rogelio Castillo Durán y Heriberto Sanchez-Mora

Cinética Puntual Estocástica

Daniel Suescun Diaz, Jesus Antonio Chala Casanova y Oziel Rojas Avila

Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden fraccional para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale

Marco Antonio Polo Labarrios, Heriberto Sánchez Mora, Rodolfo Vázquez Rodríguez y Javier Ortiz Villafuerte

Track 3: Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares

Aplicaciones de la Manufactura Aditiva en el Sector Nuclear con Énfasis en la Generación de Energía

Benjamin Medina Mejía y Pamela Fran Nelson Edelstein

Limitaciones en el Seguimiento de carga con Reactores Modulares Pequeños

Celeste Jeanette Montaña Acevedo y Gustavo Alonso Vargas

Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo

José Paul Peña Caravaca, Ángeles Díaz Sánchez, Pamela Fran Nelson Edelstein, Carlos R. Arganis Juárez, Luis Felipe Desdín García y Manuel Antuch Cubillas

Track 4: Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas

Evaluación del efecto adverso del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la viabilidad de células estromales en co-cultivo con células de cáncer de próstata

Cintya Fabiola Herrera García, Consuelo Letechipía de León y Valeria Areli Cabral Venegas

Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas

Juan Carlos Vargas Saldivar, Edmundo Escareño Juárez, Carlos Rios Martínez, Daniel Hernández Ramírez y Valentín López Roman

Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático

Valeria Areli Cabral Venegas, Consuelo Letechipía de León, Cinthya Fabiola Herrera García y Erika Patricia Azorín Vega

Track 5: Planificación Energética y Recursos Humanos en la Industria Nuclear

Uso de la metodología KIND como herramienta para la toma de decisiones en la selección de SMRs

Omar Pérez Parrazal, Pamela Fran Nelson y Cecilia Martín del Campo

Contribución a la Planeación de la Expansión de Energía Nuclear en México

Marco Cruz y Cecilia Martín del Campo

Track 6: Protección y Seguridad Radiológica

Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia

Claudia Villalpando Hernández, Fernando Mireles García, Fernando De La Torre Aguilar, Carlos Ríos Martínez, Eric Reyes Rivera, José Luis Pinedo Vega y Ignacio Dávila Rangel

Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT

Manuel Venancio Muñoz Juárez, Jesús Rodríguez Vergil, Kevin Said Ramírez Dávila, David Alejandro García López, Consuelo Letechipía De León y Sergio Hugo Sánchez Rodríguez

Track 7: Física, Tecnología y Diseño de Fusión

Sistemas de confinamiento magnético en la UANL

Max Salvador, Jorge González, Joel Marroquín, Emilio Chapa y Héctor Cantú

Índice por Autores

SELECCIONE LA PRIMERA LETRA DEL APELLIDO DEL AUTOR A BUSCAR
POSTERIORMENTE SELECCIONE EL ARTÍCULO QUE DESEE VISUALIZAR

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

- Alonso Vargas, Gustavo Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1
- Ciclo Combinado Usando un Reactor Nuclear de Alta Temperatura
- Limitaciones en el Seguimiento de carga con Reactores Modulares Pequeños
- Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN
- Antuch Cubillas, Manuel Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo
- Arganis Juárez, Carlos R. Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo
- Azorín Vega, Erika
Patricia Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático

C

- Cabral Venegas, Valeria
Arelí Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático
- Evaluación del efecto adverso del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la viabilidad de células estromales en co-cultivo con células de cáncer de próstata
- Canseco Ruiz, Gerardo
Armando Desarrollo y verificación de un modelo barras de control en el código AZKIND
- Cantú, Héctor Sistemas de confinamiento magnético en la UANL
- Castillo Durán, Rogelio Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5
- Castillo Mendez, Jose
Alejandro Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control

Chala Casanova, Jesus Antonio	Cinética Puntual Estocástica
Chapa, Emilio	Sistemas de confinamiento magnético en la UANL
Cordero Urdanivia, Karen	Evaluación del Maniquí DMAM2 Gold para Control de Calidad en Mamografía en Comparación con el CDMAM
Cruz Ponce, Mauricio	Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5
Cruz, Marco	Contribución a la Planeación de la Expansión de Energía Nuclear en México

D

Dávila López, Diego	Optimización del patrón de recarga de combustible del reactor rápido Allegro enfriado por gas
Dávila Rangel, J. Ignacio	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas
De la Torre Aguilar, Fernando	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas
Del Valle Gallegos, Edmundo	Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1 Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5 Desarrollo y verificación de un modelo barras de control en el código AZKIND Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN Mexican Results on the NEA Lead-cooled Fast Reactor Benchmark

Solución Analítica de las Aproximaciones P3 y S4 de la Ecuación de Transporte de Neutrones: Caso Placa con Anisotropía en Medio No Multiplicativo

Delfín Loya, Arturo

Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1

Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN

Desdín García, Luis Felipe

Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo

Díaz Sánchez, Ángeles

Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo

E

Escareño Juarez, Edmundo

Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas

F

François Lacouture Juan Luis

Optimización del patrón de recarga de combustible del reactor rápido Allegro enfriado por gas

Gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor nuclear BWRX-300

G

García López, David Alejandro

Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT

Gómez Torres, Armando Miguel

Desarrollo y verificación de un modelo barras de control en el código AZKIND

Mexican Results on the NEA Lead-cooled Fast Reactor Benchmark

Solución Analítica de las Aproximaciones P3 y S4 de la Ecuación de Transporte de Neutrones: Caso Placa con Anisotropía en Medio No Multiplicativo

González, Jorge

Sistemas de confinamiento magnético en la UANL

H

Hernández Ramírez, Daniel

Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas

Herrera García Cintya Fabiola

Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático

Evaluación del efecto adverso del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la viabilidad de células estromales en co-cultivo con células de cáncer de próstata

J

Jiménez Facio Arturo

Gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor nuclear BWRX-300

L

Letchipía de León, Consuelo

Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT

Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático

Evaluación del efecto adverso del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la viabilidad de células estromales en co-cultivo con células de cáncer de próstata

López Román, Valentín

Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas

López Solís, Roberto
Carlos

Mexican Results on the NEA Lead-cooled Fast Reactor Benchmark

M

Marroquín, Joel

Sistemas de confinamiento magnético en la UANL

Martín del Campo
Márquez, Cecilia

Contribución a la Planeación de la Expansión de Energía Nuclear en México

Introducción a la Planeación Energética y Recursos Humanos en la Industria Nuclear

Uso de la metodología KIND como herramienta para la toma de decisiones en la selección de SMRs

Martínez Caballero,
Eduardo

Ciclo Combinado Usando un Reactor Nuclear de Alta Temperatura

Estudio del Contenido de Actínidos Menores en Celdas de Combustible BWR

Medina Mejía, Benjamín

Aplicaciones de la Manufactura Aditiva en el Sector Nuclear con Énfasis en la Generación de Energía

Mireles García, Fernando

Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia

Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas

Montaño Acevedo,
Celeste Jeanette

Limitaciones en el Seguimiento de carga con Reactores Modulares Pequeños

Montes Tadeo, José Luis

Estudio del Contenido de Actínidos Menores en Celdas de Combustible BWR

Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control

Muñoz Juárez Manuel
Venancio

Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT

Muñoz Peña Guillermo

Solución Analítica de las Aproximaciones P3 y S4 de la Ecuación de Transporte de Neutrones: Caso Placa con Anisotropía en Medio No Multiplicativo

N

- Nelson Edelstein, Pamela Fran
Aplicaciones de la Manufactura Aditiva en el Sector Nuclear con Énfasis en la Generación de Energía
Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo
Uso de la metodología KIND como herramienta para la toma de decisiones en la selección de SMRs

O

- Olguín Rodríguez, Itzel Adriana
Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1
Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN
- Ortiz Servín, Juan José
Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control
- Ortiz Villafuerte, Javier
Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden fraccional para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale
Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5

P

- Peña Caravaca, José Paul
Mediciones de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica en Estructuras de Concreto Reforzado, para Identificar Mecanismos de Degradación Asociados a la Corrosión en Varilla de Refuerzo
- Pérez Parrazal, Omar
Uso de la metodología KIND como herramienta para la toma de decisiones en la selección de SMRs
- Perusquía, Del Cueto Raúl
Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control

Pinedo Vega, José Luis	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas
Polo Labarrios, Marco Antonio	Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden fraccional para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale
Pool Bacelis, Aranzia	Análisis Comparativo de los Reactores de Generación IV: SFR y LFR

R

Ramírez Dávila, Kevin Said	Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT
Ramírez Sánchez, José Ramon	Ciclo Combinado Usando un Reactor Nuclear de Alta Temperatura
Rentería del Toro, Florencia	Introducción a la Planeación Energética y Recursos Humanos en la Industria Nuclear
Reyes Rivera, Eric	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia
Ríos Martínez, Carlos	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas
Robles Luna, Alejandro	Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas
Rodríguez Pérez, José Agustín Francisco	Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5
Rodríguez Vergil, Jesús	Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT
Rojas Ávila, Oziel	Cinética Puntual Estocástica

S

Salvador Hernandez, Max	Sistemas de confinamiento magnético en la UANL
Sánchez Mora, Heriberto	Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden fraccional para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el Uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 y ASYST-3.5
Sánchez Ríos, Álvaro	Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1 Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN
Sánchez Rodríguez, Sergio Hugo	Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT
Serrano Hernández, Edmundo Leonardo	Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1 Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN
Suescun Diaz, Daniel	Cinética Puntual Estocástica

V

Vargas Saldívar Juan Carlos	Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas
Vázquez Rodríguez Rodolfo	Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden fraccional para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale
Villalpando Hernández Claudia	Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL en Iodoterapia

X

Xolocostli Munguía, José Vicente Análisis Comparativo de los Reactores de Generación IV: SFR y LFR

Track 1

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

Estudio del Contenido de Actínidos Menores en Celdas de Combustible BWR

Eduardo Martínez Caballero, José Luis Montes Tadeo
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac,
Estado de México, México CP 52750
eduardo.martinez@inin.gob.mx; joseluis.montes@inin.gob.mx

Resumen

Se realizaron cálculos con códigos de cómputo de vanguardia para estudiar el contenido de actínidos menores en el combustible de un reactor de agua en ebullición. Basado en los resultados de estos cálculos, se seleccionó un vector específico de dichos actínidos para estudiar sus distribuciones dentro de una celda típica del combustible. Se analizaron diferentes distribuciones del contenido físil y veneno quemable, en combinación con los elementos del vector de actínidos. Para este propósito, se simuló el desempeño de una celda típica 10x10 con simetría diagonal, lo que dio lugar a 51 posibles distribuciones. Se utilizó el código CASMO4 para estimar el contenido de Am, Cm, Np y Pu de la celda de combustible. Se consideraron diversas configuraciones de celda para determinar su impacto en la concentración de dichos actínidos. Se analizó la concentración de los actínidos en función de su ubicación dentro de la celda de combustible, así como en relación con la presencia de la fracción de vacíos y del agotamiento del combustible. Además, se examinó el comportamiento de dos de los principales parámetros del combustible: el factor de pico de potencia local y el factor de multiplicación neutrónica en un medio infinito.

1. INTRODUCCIÓN

Los actínidos resultantes de utilizar el dióxido de uranio (UO_2) como combustible para los reactores nucleares de potencia están conformados por el Plutonio (Pu), Neptunio (Np), Americio (Am), Curio (Cm) y otros actínidos transuránicos. Estos constituyen el grupo de residuos que ofrece mayores dificultades de gestión, ya que son materiales altamente radiactivos y pueden tener interés proliferante para la fabricación de armas. Además, generan importantes cantidades de calor por radioactividad y se mantienen activos por períodos muy largos de tiempo, desde miles hasta cientos de miles de años. La gestión de los actínidos menores (como el Np, Am y Cm) es uno de los puntos fundamentales que deben ser analizados. Con el fin de disminuir considerablemente el inventario de actínidos menores del combustible nuclear gastado, se debe considerar el reciclado de estos, con el objetivo de transmutarlos por medio de la fisión o captura neutrónica a isótopos estables, o con vidas medias más cortas. Los actínidos menores pueden incorporarse al combustible nuclear como óxidos, aleaciones, o en forma heterogénea, contenidos en materiales inertes [1].

En la Figura 1 se muestra los decaimientos α , β^- y captura neutrónica de los actínidos y en la Tabla I se dan los valores de las secciones eficaces microscópicas de fisión y captura neutrónica para energías térmicas del neutrón, así como la vida media de los actínidos [2].

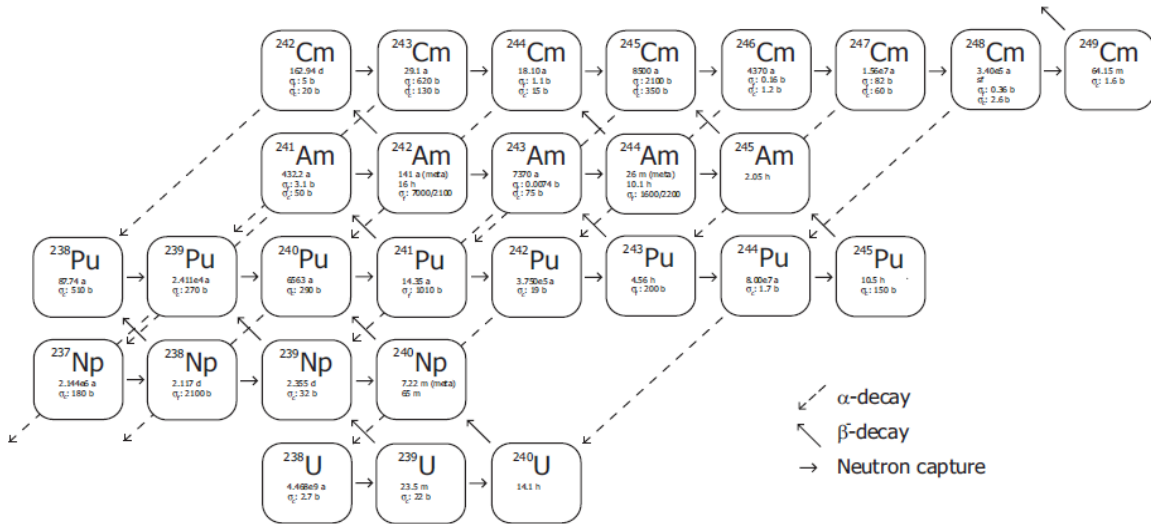


Figura 1. Esquema de decaimientos α , β^- y captura neutrónica del Uranio, Plutonio, Neptunio, Americio y Curio.

Tabla I. Datos nucleares a 20 °C del Uranio, Plutonio, Neptunio, Americio y Curio.

Núclido	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)	Núclido	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)
^{238}U	4.468X10 ⁹ a	2.7		^{241}Am	432.2 a	50	3.1
^{239}U	23.5 m	22		^{242m}Am	141 a		7000
^{240}U	14.1 h			^{242}Am	16 h		2100
^{237}Np	2.144 X10 ⁶ a	180		^{243}Am	7370 a	75	0.0074
^{238}Np	2.117 d		2100	^{244m}Am	26 m		1600
^{239}Np	2.355 d	32		^{244}Am	10.1 h		2200
^{240m}Np	7.22 m			^{245}Am	2.05 h		
^{240}Np	65 m			^{242}Cm	162.94 d	20	5
^{238}Pu	87.74 a	510		^{243}Cm	29.1 a	130	620
^{239}Pu	2.411 X10 ⁴ a	270	750	^{244}Cm	18.10 a	15	1.1
^{240}Pu	6563 a	290		^{245}Cm	8500 a	350	2100
^{241}Pu	14.35 a		1010	^{246}Cm	4370 a	1.2	0.16
^{242}Pu	3.750e5 a	19		^{247}Cm	1.56 X10 ⁷ a	60	82
^{243}Pu	4.56 h		200	^{248}Cm	3.40 X10 ⁵ a	2.6	0.36
^{244}Pu	8.00 X10 ⁷ a	1.7		^{249}Cm	64.15 m	1.6	
^{245}Pu	10.5 h	150					

Nota: a = años; d = días; h = horas; m = minutos.

2. ACTÍNIDOS MENORES GENERADOS EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO

Las albercas de combustible nuclear gastado tienen el inconveniente de tener una capacidad de almacenamiento limitada para contener el combustible nuclear irradiado en los reactores nucleares de potencia. En particular en este trabajo se analizaron doce distintos tipos de combustibles almacenados en una alberca de combustible provenientes de un reactor tipo BWR y son descritos en la Tabla II [3].

Tabla II. Combustibles utilizados en un reactor tipo BWR.

Arreglo del Combustible	Enriquecimiento de U-235 (%)	Quemado (MWd/TM)	Arreglo del Combustible	Enriquecimiento de U-235 (%)	Quemado (MWd/TM)
8x8	1.76	24955	8x8	3.52	43767
8x8	2.19	32311	8x8	3.46	41399
8x8	3.03	39121	10x10	3.72	47377
8x8	2.80	37191	10x10	3.70	48391
8x8	3.24	40617	10x10	3.69	45290
8x8	3.22	39441	10x10	3.86	38583

Con el código ORIGEN-S, el cual pertenece a la paquetería de SCALE6 [4, 5], se estimó el porcentaje contenido de actínidos a distintos tiempos de decaimiento radiactivo, de los combustibles descritos en la tabla anterior, después de ser utilizados en el reactor tipo BWR, con el fin de conocer el comportamiento de la generación de actínidos en el combustible nuclear gastado; los resultados se muestran en la Figura 2.

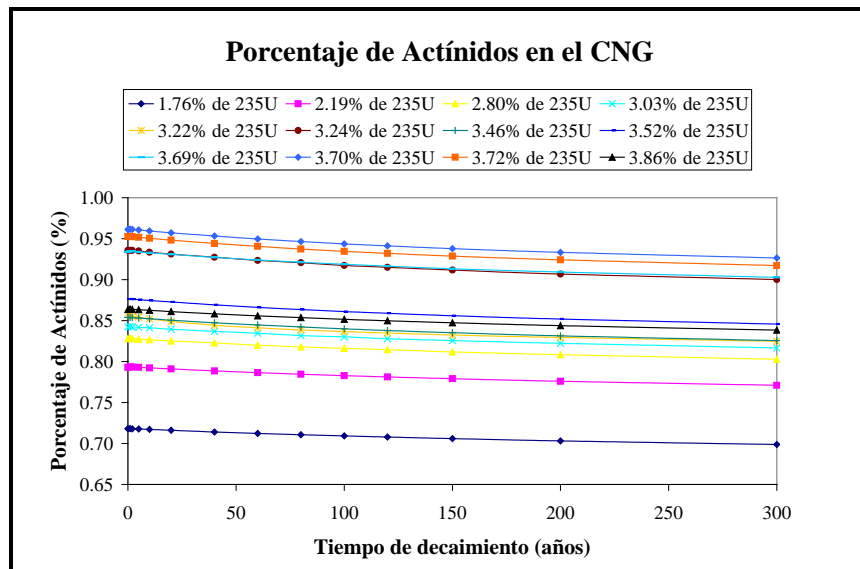


Figura 2. Porcentaje de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242m}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) que hay en cada combustible nuclear gastado (CNG).

De lo anterior podemos notar que el ensamble de combustible gastado de UO_2 10x10 con enriquecimiento promedio de 3.70% de ^{235}U y quemado de 48.391 GWd/TM, es el que genera mayor cantidad de actínidos, el cual contiene a su descarga 0.0737% de actínidos menores. La Tabla III muestra los resultados obtenidos por el código ORIGEN para este tipo de combustible.

Tabla III. Actínidos menores en el combustible nuclear gastado.

Material	Masa (gr)	%	Material	Masa	%
^{241}Am	10.1200	0.0056	^{244}Cm	14.2600	0.0079
^{242m}Am	0.1606	0.0001	^{237}Np	96.3400	0.0532
^{242}Cm	3.1780	0.0018	^{239}Np	9.2800	0.0051
^{243}Cm	0.0941	0.0001	Total	133.4327	0.0737

Debido a que el ^{239}Np (2.355 días) y ^{242}Cm (162.94 días) son de vidas medias cortas y el ^{242m}Am (0.0001 %) y ^{243}Cm (0.0001 %) tienen una baja contribución a la generación de actínidos, no son tomados en cuenta para la formación del vector de actínidos menores que se propone para ser incorporados en las barras de la celda, descrito en la Tabla IV, y las cuales contendrán 6% de actínidos menores (^{241}Am , ^{244}Cm y ^{237}Np), con el fin de reducirlos durante el quemado del combustible [6, 7].

Tabla IV. Vector de actínidos menores.

Isótopo	^{241}Am	^{244}Cm	^{237}Np
% w	8.3830	11.8125	79.8045

3. RESULTADOS

En esta sección se describe, inicialmente, el comportamiento de dos parámetros importantes en el análisis del desempeño neutrónico de una celda de combustible en un BWR. Los resultados 2D generados con el código CASMO4 se realizan para una celda típica 10x10 con simetría diagonal. Figura 3.

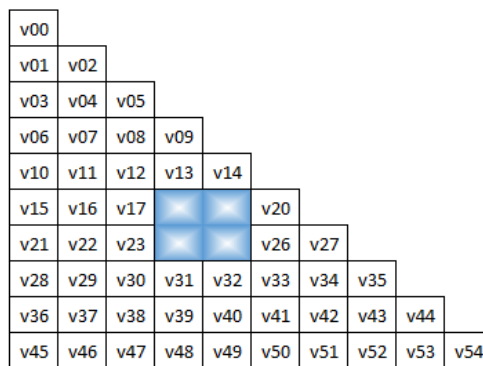


Figura 3. Celda BWR con simetría diagonal.

3.1. Celdas de Combustible

En la Figura 4 se muestra el comportamiento del factor de multiplicación neutrónica en un medio infinito (k-infinito). El factor k-infinito corresponde a dos condiciones de operación de la celda de combustible. Por un lado, cuando la celda de combustible contiene actínidos menores en algunas de las varillas (C/Ac's); por otro lado, cuando no se encuentran presentes en ella (S/Ac's). El valor promedio de la presencia de vacíos en la celda es del 0%.

El comportamiento de k-infinito es similar al que se tiene con las celdas de uranio. Al inicio del quemado de la celda, los actínidos se comportan como venenos quemables. Además, como se sustituyó una porción del U-235 por actínidos menores, implica que el factor k-infinito disminuye debido a tener menos material fisil. Con la presencia de los actínidos menores dentro de algunas varillas de la celda, la cantidad de Pu se incrementa desde la mitad y hacia el final del quemado, lo que resulta en un aumento del factor k-infinito conforme se genera el Pu.

- a) Comparación con y sin presencia de actínidos menores (Am, Np y Cm).

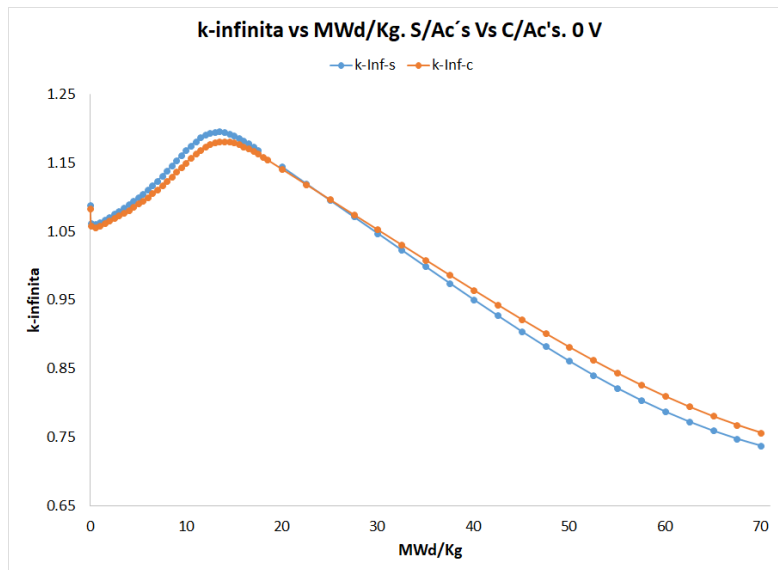


Figura 4. k-infinito con y sin la presencia de actínidos menores.

Las diferencias en pcm's a través de la vida de la celda de combustible se muestra en la Figura 5, cuando se comparan las condiciones con presencia vs sin presencia de actínidos menores. La diferencia mínima se observa en 25 MWd/kg. La diferencia máxima se observa en 57.5 MWd/kg.

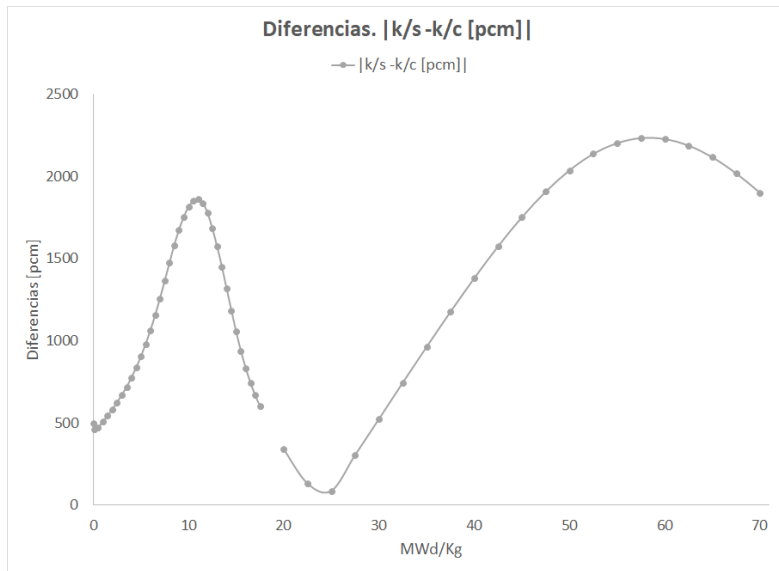


Figura 5. Diferencias en k-infinito, con vs sin presencia de actínidos menores.

En la Figura 6 se muestra el comportamiento del Factor de Pico de Potencia Local (LPPF), del inglés), se comparan los casos con vs sin presencia de actínidos menores. Se observa que el caso en que se adicionan actínidos menores a la celda, el LPPF se sobreestima con respecto al caso sin su presencia.

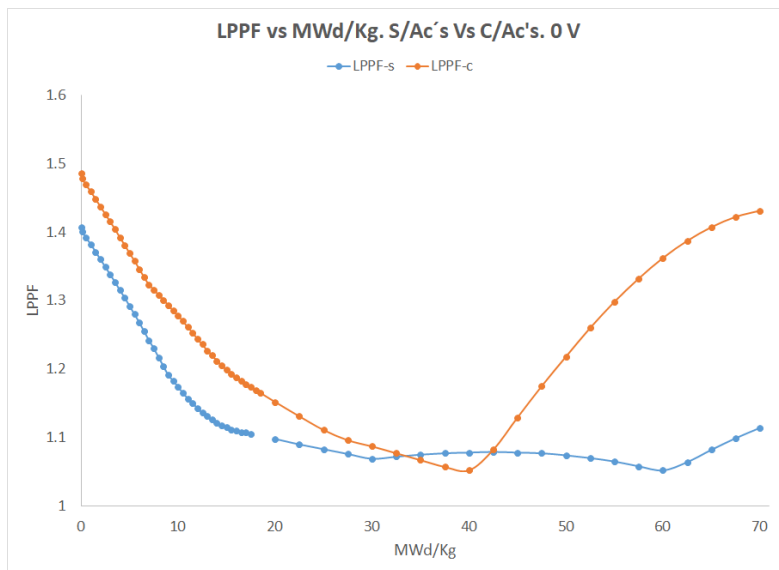


Figura 6. Factor de Pico de Potencia, con vs sin presencia de actínidos menores.

En la Figura 7 se muestran las diferencias del LPPF, (%), de la celda sin (P/S) vs con (P/C) actínidos menores. Durante la primera mitad de la vida de la celda las diferencias son relativamente menores, respecto a la parte final de la vida de la celda de combustible.

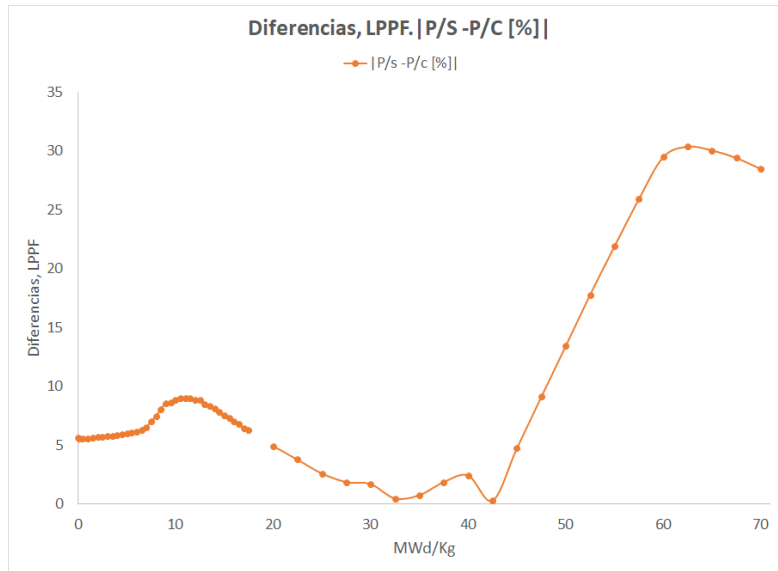


Figura 7. Diferencias en LPPF, con vs sin actínidos menores.

b) Evaluación por varilla sin la presencia de actínidos, s/Gd.

En esta parte se muestran los resultados de una celda homogénea, sin presencia de veneno quemable, cuando se aumenta la concentración de U-235 en 2.9% en cada una de las varillas de la celda de combustible. En la Figura 8 se observa el comportamiento del factor de multiplicación de neutrones en un medio infinito, k-Infinito. El valor promedio de las diferencias con respecto al valor de referencia que se muestra en la grafica es de 550.4 pcm.

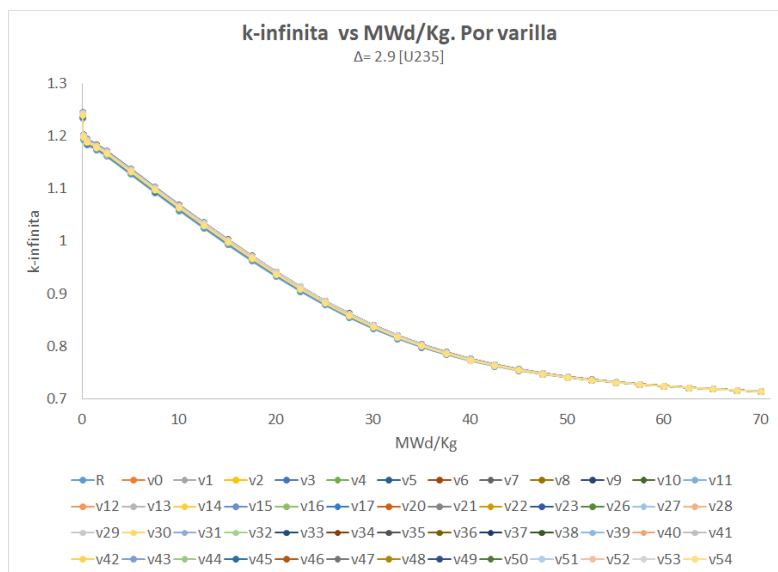


Figura 8. k-infinito de la celda.

En la Figura 9 se observa el comportamiento del factor de pico de potencia local en función del quemado de la celda. No se considera la presencia de veneno quemable, las gráficas corresponden a los diferentes casos en donde se modifica la concentración en U-235% a cada varilla con respecto al valor de referencia mostrado en la gráfica.

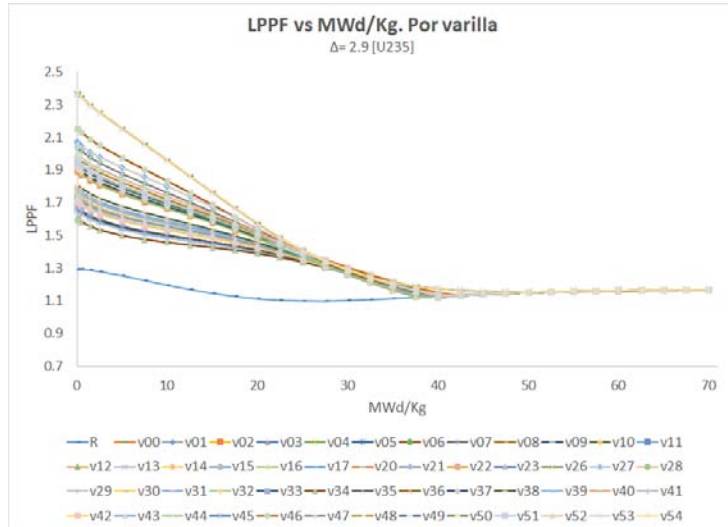


Figura 9. Factor de Pico de Potencia Local de la celda.

c) Evaluación por varilla con la presencia de actínidos, 0V, celda heterogénea.

A partir de la celda de referencia, celda heterogénea, se estudia el impacto de la modificación en la composición de cada una de las varillas de combustible. En la Figura 10 se muestra el comportamiento del factor de multiplicación neutrónica en un medio infinito. En la Figura 11, bajo las mismas condiciones de simulación se muestra el comportamiento del factor de pico de potencia local (LPPF) de la celda.

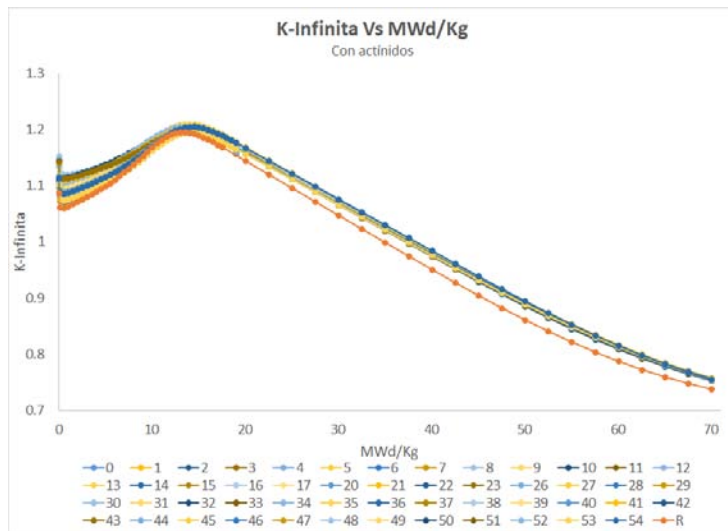


Figura 10. k-infinito de la celda heterogénea.

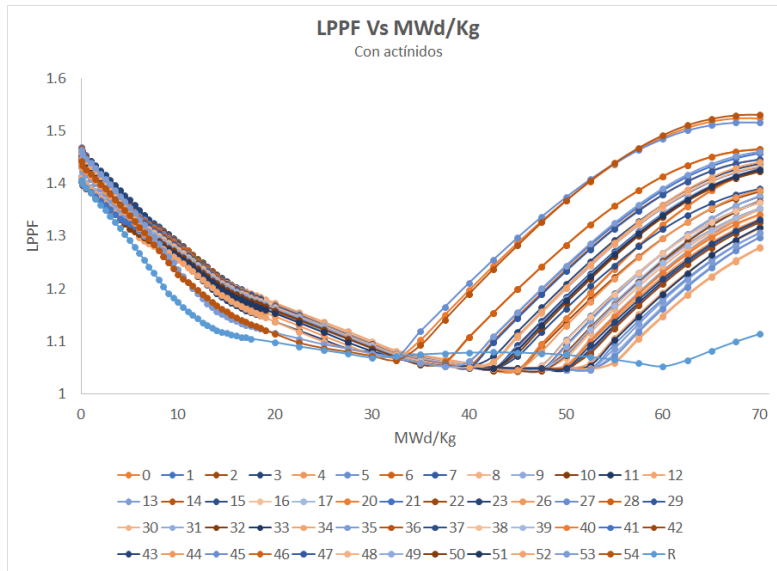


Figura 11. LPPF de la celda heterogénea.

La Figura 12, muestra el comportamiento de los dos parámetros de la celda heterogénea.

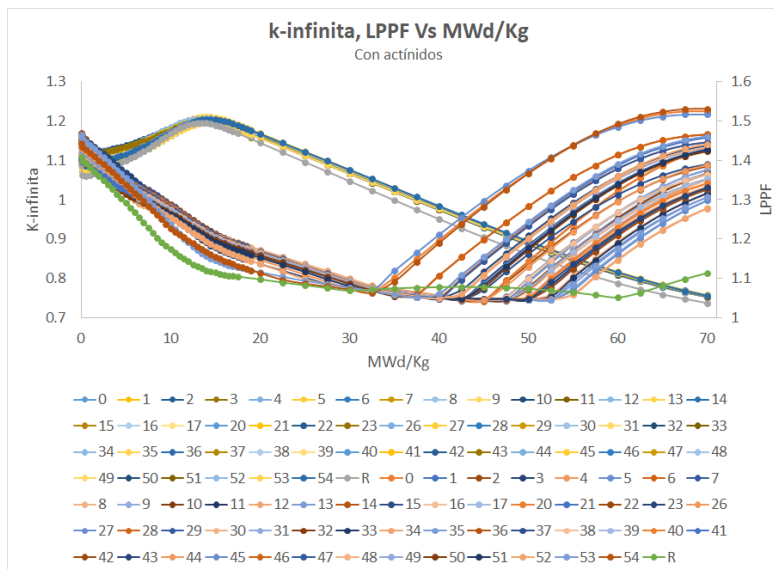


Figura 12. k-infinito y LPPF. Celda heterogénea.

d) Evaluación por varilla con la presencia de actínidos, 0V, celda homogénea

Se homogeneiza la celda de referencia, con la finalidad de conocer el impacto de cada varilla individual sobre el comportamiento de la celda de combustible. En la Figura 13 se muestra el comportamiento de k-infinito. Este comportamiento ocurre cuando se altera la composición de las

varillas de combustible una a una, añadiendo la presencia de actínidos menores en ellas, pero sin la presencia de veneno neutrónico quemable.

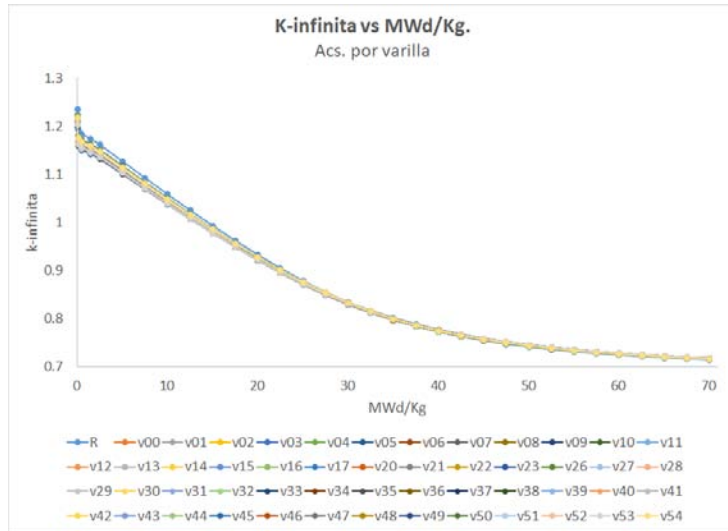


Figura 13. k-infinito. Celda homogénea c/actínidos menores

En la Figura 14 se muestra el comportamiento del parámetro LPPF, bajo las mismas consideraciones que el caso de la Figura 13.

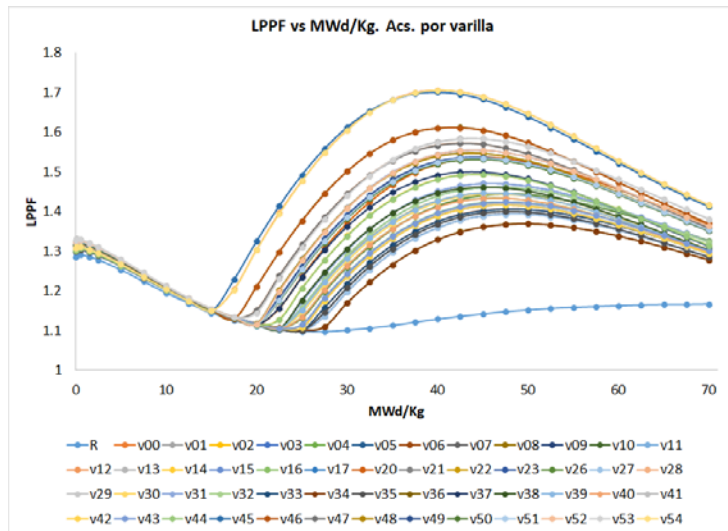


Figura 14. LPPF. Celda homogénea c/actínidos menores.

e) Evaluación por varilla con la presencia de actínidos, 0-90 % V.

A partir de la celda de referencia se realizaron cálculos para conocer el desempeño de la presencia de Am-241, Am-243, Cm-244, Cm-245, Np-237, Pu-239 y Pu-241.

Se presentan los casos de mayor y menor presencia, es decir; aquellas varillas en donde estos valores ocurren como función del contenido de vacíos [%].

En el caso del Am-241 (Figura 15), el valor mínimo promedio se observa en la varilla con el número de identificación número 54, ver Figura 3. El valor máximo promedio se observa en la varilla número 8.

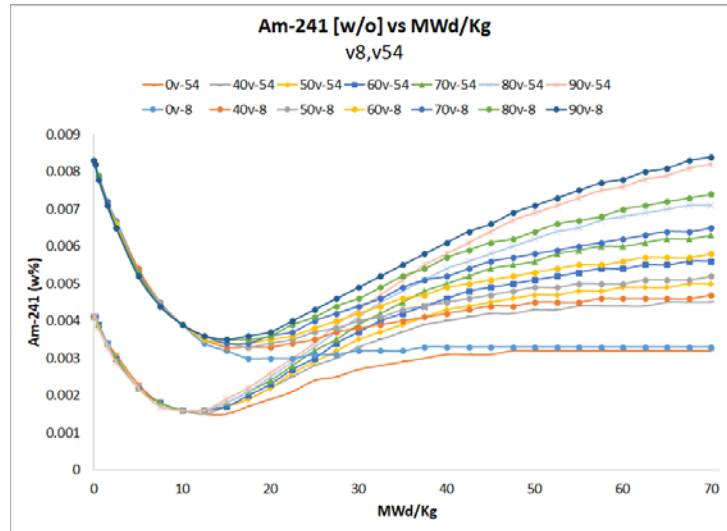


Figura 15. Presencia de Am-241 (w/o). Valores extremos.

En el caso del Am-243 (Figura 16), el valor mínimo promedio se observa en la varilla con el número de identificación número 0, ver Figura 3. El valor máximo promedio se observa en la varilla número 34.

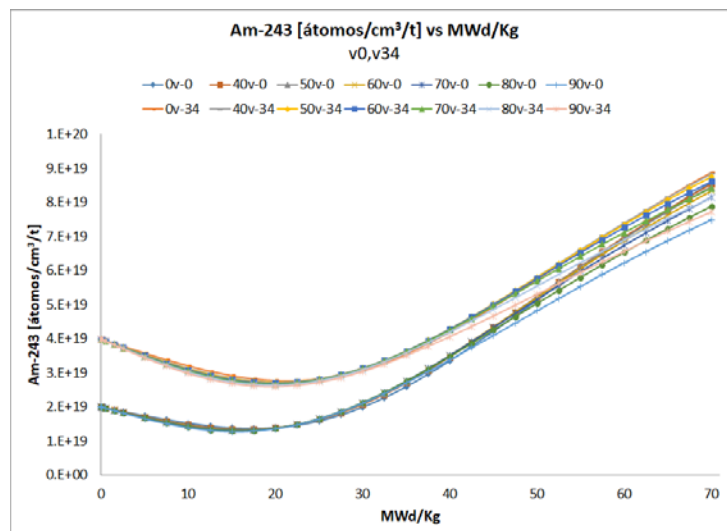


Figura 16. Presencia de Am-243 (átomos/cm³/t). Valores extremos.

En el caso del Cm-244 (Figura 17), el valor mínimo promedio se observa en la varilla con el número de identificación número 54, ver Figura 3. El valor máximo promedio se observa en la varilla número 45.

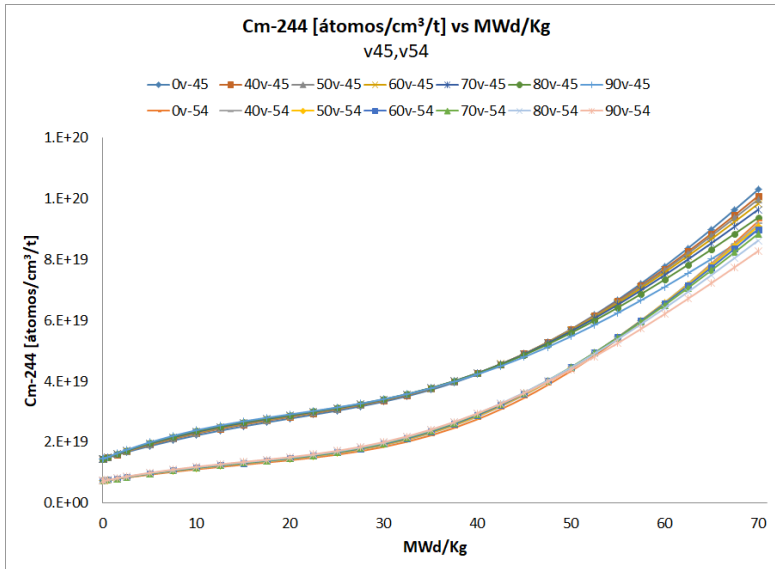


Figura 17. Presencia de Cm-244 (átomos/cm³/t). Valores extremos.

En el caso del Cm-245 (Figura 18), el valor mínimo promedio se observa en la varilla con el número de identificación número 0, ver figura 3. El valor máximo promedio se observa en la varilla número 26.

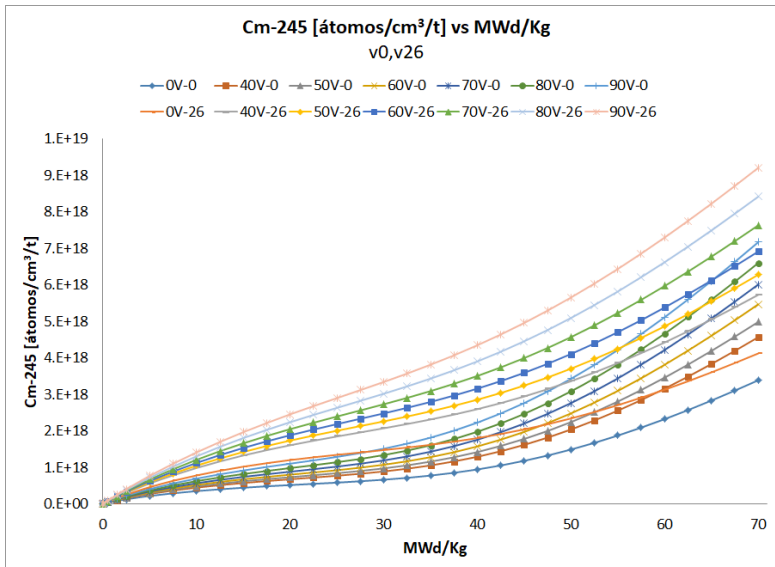


Figura 18. Presencia de Cm-245 (átomos/cm³/t). Valores extremos.

En el caso del Np-237 (Figura 19), el valor mínimo promedio se observa en la varilla con el número de identificación número 0, ver Figura 3. El valor máximo promedio se observa en la varilla número 34.

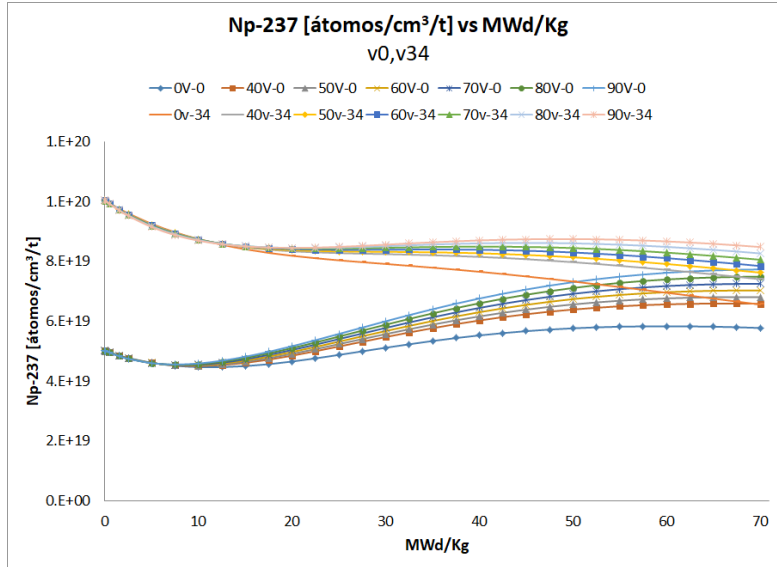


Figura 19. Presencia de Np-237 (átomos/cm³/t). Valores extremos.

En el caso del Pu-239 y Pu-241 (Figura 20), se muestran los valores correspondientes al contenido de Pu-239 y Pu-241. Los valores mínimos se observan en la varillas 0 y 5 para el Pu-239 y Pu-241, respectivamente. Los valores máximos, se observan en la varilla 45 tanto para el Pu-239 como para el Pu-241.

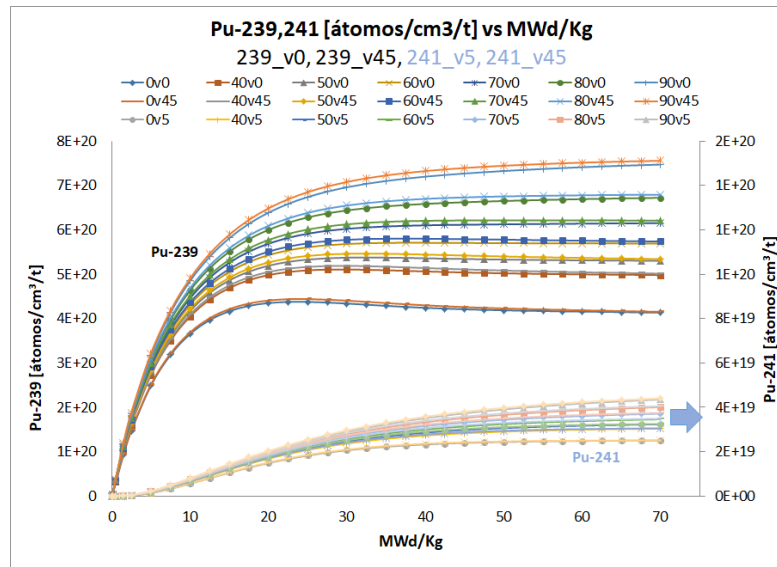


Figura 20. Presencia de Pu-239, Pu-241 (átomos/cm³/t). Valores extremos.

4. CONCLUSIONES

En este estudio se llevó a cabo el cálculo de los inventarios de actínidos menores generados en el combustible nuclear gastado en un BWR. Para lograr esto, se realizó la simulación del proceso de quemado y decaimiento del combustible nuclear seleccionado, utilizando el código ORIGEN-S de SCALE6.

Además, se presentan los resultados obtenidos con el código CASMO4, que estima los inventarios de Am, Cm, Np y Pu en diferentes posiciones dentro de una celda 10x10. Se observó que las posiciones extremas (0 y 54) son las que presentan los valores mínimos promedios de los actínidos menores, mientras que los valores máximos se localizan en las varillas cercanas al centro de la celda, excepto para el Cm-244, que alcanza su máximo en la varilla 45.

Las diferencias (pcm) mínimas y máximas en los valores de inventario de actínidos se observaron para quemados de 25 MWd/kg y 57.5 MWd/kg, en las condiciones de presencia y ausencia de actínidos.

Adicionalmente, se analizó el comportamiento del factor de pico de potencia local y del factor de multiplicación neutrónica en un medio infinito.

En conjunto, estos resultados proporcionan información valiosa sobre el comportamiento y distribución de los actínidos menores en el combustible nuclear gastado, lo que puede ser de gran utilidad para la gestión segura y eficiente de los residuos nucleares.

AGRADECIMIENTOS

Al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). Proyecto SN007, Proyecto SN004.

REFERENCIAS

1. F. Martín-Fuertes, “Technical notes with the specifications for calculations involving minor actinides recycling”, WP4 SP2.1, CIEMAT, July 2009.
2. Daniel Westlén, “Why Faster is Better - On Minor Actinide Transmutation in Hard Neutron Spectra”, Doctoral Thesis Stockholm, Sweden 2007.
3. Eduardo Martínez C., J. Ramón Ramírez S., Gustavo Alonso V. “Análisis de La Reducción de Radiotoxicidad basado en el Reciclado de Actínidos”, Tesis Doctoral, Escuela Superior de Física y Matemáticas – IPN, Diciembre de 2015.
4. I. C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall, “ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms”, *Nuclear Science and Technology Division*, ORNL/TM-2005/39, Version 6, **Volumen II**, Sect. F7, (January 2009).
5. L. M. Petrie, N. F. Landers, D. F. Hollenbach, B. T. Rearden, M. E. Dunn, S. Goluoglu, “KENO V.a: An Improved Monte Carlo Criticality Program”, *Nuclear Science and Technology Division*, ORNL/TM-2005/39, Version 6, **Volumen II**, Sect. F11, (January 2009).
6. Eduardo Martínez C., J. Ramón Ramírez, Gustavo Alonso, *Actinides recycling assessment in a thermal reactor*, *Annals of Nuclear Energy*, **Vol. 79** (2015) 51 – 60.

7. J. Ramon Ramirez, Gustavo Alonso, Eduardo Martinez, Rogelio Castillo , Javier C. Palacios, *Analysis of actinide recycling in a Boiling Water Reactor using CASMO-4/SIMULATE-3*, Progress in Nuclear Energy, **Vol. 89** (2016) 26 – 38.

Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control

*José Alejandro Castillo Méndez, Juan José Ortiz Servín,
José Luis Montes Tadeo, Raúl Perusquía del Cueto*
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Autopista México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, C. P. 52750
juanjose.ortiz@inin.gob.mx; alejandro.castillo@inin.gob.mx;
jose Luis.montes@inin.gob.mx; raul.perusquia@inin.gob.mx

Resumen

Se presentan los resultados del diseño de los últimos ciclos de operación para un reactor de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés) típico. El estudio parte de un escenario base de un ciclo de equilibrio de 18 meses en donde es necesario operar hasta el Ciclo 41 para alcanzar la fecha de terminación de la licencia de operación. Cabe destacar que el Ciclo 41 tiene una longitud menor con respecto a los otros ciclos. En este trabajo se presentan dos estrategias de operación a partir del Ciclo 36 con el objetivo de evitar ese ciclo de operación corto. Adicionalmente, se desea reducir el número de ensambles con alta reactividad que se almacenarán en la alberca de combustible gastado al finalizar la operación del reactor y optimizar el costo de las recargas de combustible correspondientes. En un trabajo previo se había abordado este estudio utilizando el Principio Haling, en esta ocasión se presentan resultados del diseño con los patrones de barras de control. Para optimizar las recargas y los patrones de barras de control se utilizaron los códigos SIMULATE-3 y los que se han diseñado por parte del grupo de administración de combustible del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Los resultados muestran que es importante realizar la gestión de los últimos ciclos de operación de la planta nuclear con el fin de evitar la compra de ensambles de combustible. En el estudio realizado es posible ahorrar hasta 120 ensambles de combustible y 6 millones de USD en los últimos ciclos de operación del reactor.

1. INTRODUCCIÓN

Recientemente, el grupo de Administración de Combustible del ININ se ha enfocado en el diseño de los últimos ciclos de operación de un reactor de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés). Esto con la idea de verificar cuál sería la mejor opción de diseño, considerando que se debe minimizar el quemado a la descarga, minimizar costos y maximizar la energía obtenida en dichos ciclos. Para lograr lo anterior se plantearon diferentes estrategias de diseño, suponiendo que se tiene un reactor BWR típico cuya vida útil termina en julio del 2050 y que para llegar a dicha fecha se tienen 40 ciclos de 18 meses y el último ciclo es de alrededor de 150 días. Es decir, si se continúa la operación de la planta en forma normal, se tiene un último ciclo en el que se tendrán que descargar una cantidad importante de ensambles con alta reactividad, que a todas luces no resulta conveniente. Una situación en la que el último ciclo de operación pudiera ser más corto o largo es perfectamente previsible porque a lo largo de la vida útil del reactor pueden presentarse imprevistos tales como aumento de potencia, cambio de algún dispositivo, falla en algún componente,

utilización de ensambles de combustible avanzados, por mencionar algunos. Por tal motivo, el fin de la vida útil difícilmente coincidirá con lo planeado al inicio.

Se diseñaron dos estrategias, en la primera se tienen ciclos de 18 meses hasta llegar al ciclo 39 y los dos últimos ciclos (40 y 41) son idénticos, pero de menor longitud que los anteriores. En la segunda estrategia se disminuyó el enriquecimiento promedio de los ensambles de combustible en los ciclos 36 a 41. Cabe señalar que en una primera etapa del proyecto se diseñaron estas estrategias de operación aplicando el principio Haling, con lo cual obtuvimos buenos resultados (Castillo et al, 2022) y que fue el preámbulo para los diseños finales. De esta manera, en la segunda etapa del proyecto se obtuvieron los patrones de barras de control de estas dos estrategias de operación obtenidas.

2. METODOLOGÍA

El estudio parte de un Esquema Base en el que el reactor opera bajo ciclos de equilibrio de 18 meses utilizando 132 ensambles frescos en cada recarga de combustible hasta llegar al final de la vida útil de un BWR típico. Se consideraron 41 ciclos de operación y se tomó en cuenta que el último ciclo de operación es de alrededor de 150 días. El comportamiento del reactor para el ciclo de equilibrio bajo este Esquema Base se presenta en la Tabla I. Los parámetros del núcleo que se tomaron en cuenta son el factor de multiplicación efectivo de neutrones al final de la operación a plena potencia (keff EOR) y final del ciclo de operación (keff EOC), los valores máximos a los límites térmicos (MFLCPR, MFLPD, MAPRAT, por sus siglas en inglés) a través del ciclo de operación y el cálculo del margen de apagado en frío (SDM, por sus siglas en inglés) al inicio del ciclo de operación.

Tabla I. Comportamiento de los ciclos de operación del Esquema Base.

Q _{EOR} (MWd/TU)	10,665
Q _{EOC} (MWd/TU)	12,929
keff EOR	0.99745
keff EOC	1.00725
Max MFLCPR	0.948
Max MAPRAT	0.844
Max MFLPD	0.946
SDM (%)	1.234
Ensambls frescos	132

Una vez que se tuvo el ciclo de equilibrio, se consideraron los últimos 5 ciclos de operación del reactor para realizar el análisis. Como ya se dijo, el diseño de la recarga y de los patrones de barras de control para estos ciclos no partió de cero, pues se tomó como base lo obtenido bajo el principio Haling. Con las recargas que se tenían, se realizó un proceso de optimización con los sistemas con los que contamos y que se describen en (Castillo et al, 2007) y (Ortiz-Servín et al, 2007), para obtener las recargas y los patrones de barras de control finales. Para obtener los parámetros de las diferentes configuraciones se utilizó el código comercial en 3D SIMULATE3 (Dean, 2010). Es importante mencionar que para el presente análisis se puso especial énfasis en el quemado a la

descarga y en el número de ensamblajes frescos que se utilizaron en los diferentes ciclos. A continuación, se describe cómo se diseñaron las dos estrategias de operación mencionadas.

2.1. Dos Ciclos de Operación Cortos

Para la primera estrategia de final de la vida del reactor, aplicando el Principio Haling se tiene una longitud del ciclo de alrededor de 300 días y se utilizaron 80 ensamblajes frescos por cada ciclo. El enriquecimiento promedio de estos ensamblajes fue de 3.681%. En las primeras pruebas de generación de los patrones de barras de control se observó que se tenían muchos problemas para cumplir con el MFLCPR, por lo que se decidió modificar la recarga de combustible obtenida bajo el principio Haling y disminuir el número de ensamblajes utilizados.

Tanto el nuevo diseño de la recarga de combustible, como la generación de los patrones de barras de control se hizo con los sistemas que se tienen (Castillo et al, 2007). Al final se diseñaron los Ciclos 40 y 41 con 72 ensamblajes frescos y con la misma longitud planteada de acuerdo con el Principio Haling, para no alterar las fechas requeridas para el fin de vida del reactor. El número total de ensamblajes frescos a lo largo de los 41 ciclos de operación fue de 5292.

2.2. Reducción del Enriquecimiento de Uranio

Para esta estrategia se disminuyó el enriquecimiento promedio de los ensamblajes frescos con respecto a la estrategia anterior a 3.645%. Los Ciclos 36 a 38 se mantuvieron con la fracción de carga de 132 ensamblajes frescos por ciclo. En el Ciclo 39 se elevó a 140 ensamblajes, el Ciclo 40 con 100 ensamblajes frescos y el Ciclo 41 con 72 ensamblajes frescos. El número total de ensamblajes frescos utilizados a lo largo de los 41 ciclos de operación fue de 5328.

Como se puede ver, esta estrategia utiliza más ensamblajes de combustible frescos, pero en los últimos ciclos se tienen ensamblajes con menor enriquecimiento. En la sección de resultados también se presentarán los costos de fabricación y la comparación del quemado a la descarga de los ensamblajes utilizados.

3. RESULTADOS

En la Tabla II se muestra la energía obtenida, los valores máximos de límites térmicos y el margen de apagado en frío al inicio del ciclo obtenidos en los dos últimos ciclos de operación de la Estrategia 1 (dos ciclos cortos). En la tabla también se incluyen los resultados obtenidos aplicando el principio Haling obtenida en un trabajo previo, para que sirva como punto de comparación.

En la Tabla III se muestra la energía obtenida, los valores máximos de límites térmicos y el margen de apagado en frío al inicio del ciclo obtenidos en los Ciclos 36 a 41 para la Estrategia 2.

Tabla II. Resultados para la Estrategia 1.

	Aplicando el principio Haling		Con Patrones de barras de control	
	Ciclo 40	Ciclo 41	Ciclo 40	Ciclo 41
Q _{EOR} (MWd/TU)	5,340	5,340	5,340	5,340
Q _{EOC} (MWd/TU)	7,604	7,604	7,604	7,604
keff EOR	0.99680	1.00029	1.00001	0.99294
keff EOC	1.00872	1.01236	1.00634	0.99620
Max MFLCPR	0.998	0.987	0.994	0.997
Max MAPRAT	0.760	0.810	0.812	0.889
Max MFLPD	0.824	0.873	0.946	0.942
SDM (%)	1.067	1.432	1.194	1.163
Ensamblés frescos	80	80	72	72

Tabla III. Resultados para la Estrategia 2.

	Ciclo 36	Ciclo 37	Ciclo 38	Ciclo 39	Ciclo 40	Ciclo 41
Q _{EOR} (MWd/TU)	10,665	10,665	10,665	10,665	5,340	5,400
Q _{EOC} (MWd/TU)	12,929	12,929	12,929	12,929	7,604	7,664
keff EOR	0.99563	0.99456	0.99474	0.99427	0.99398	0.99382
keff EOC	1.00413	1.00092	1.00134	1.00199	1.00713	1.00592
Max MFLCPR	0.976	0.964	0.953	0.955	0.950	0.925
Max MAPRAT	0.860	0.821	0.815	0.801	0.795	0.846
Max MFLPD	0.976	0.953	0.949	0.968	0.950	0.946
SDM (%)	1.244	2.929	2.653	2.062	1.653	3.602
Ensamblés frescos	132	132	132	140	100	72

Las Tablas IV y V muestran el quemado mínimo, promedio y máximo a la descarga de los ensamblés de combustible cargados en los ciclos finales de las dos estrategias. Cada fila de la tabla indica los quemados a la descarga de los ensamblés de combustible frescos cargados en los ciclos de operación indicados.

Tabla IV. Quemados a la descarga de la Estrategia 1.

Lote Fresco del Ciclo	Máximo (MWD/TU)	Promedio (MWD/TU)	Mínimo (MWD/TU)
37	47,986	44,479	42,087
38	45,480	42,606	38,385
39	36,785	34,044	29,766
40	20,575	20,078	18,907
41	10,715	9,002	6,535

Tabla V. Quemados a la descarga de la Estrategia 2.

Lote Fresco del Ciclo	Máximo (MWD/TU)	Promedio (MWD/TU)	Mínimo (MWD/TU)
36	51,689	42,470	26,193
37	48,324	43,935	27,207
38	48,366	39,320	26,116
39	35,988	29,357	14,782
40	21,061	17,925	14,241
41	10,386	9,260	6,451

La Tabla VI muestra los quemados a la descarga de los ensambles frescos cargados en los últimos ciclos del Esquema Base.

Tabla VI. Quemados a la descarga del Esquema Base.

Lote Fresco del Ciclo	Máximo (MWD/TU)	Promedio (MWD/TU)	Mínimo (MWD/TU)
Equilibrio	53,057	44,695	39,408
40	27,194	23,739	17,765
41	10,090	8,412	5,371

La operación hasta el final de la vida útil del reactor de acuerdo con el Esquema Base requiere de 792 ensambles de combustible fresco entre los ciclos 36 a 41. El costo de adquisición de estos ensambles es de 41.335 millones de USD. Para operar del Ciclo 36 al 41, la Estrategia 1 requiere de 672 ensambles frescos; mientras que la Estrategia 2 requiere de 708. El costo de la compra de las recargas de ambas estrategias es de: 35.072 millones de USD y 36.520 millones de USD, respectivamente.

En las Tablas IV a VI se aprecia que en los dos últimos ciclos de operación del Esquema Base y las Estrategias 1 y 2, se tienen los menores quemados a la descarga. Si se considera que el quemado a la descarga esperado para todos los ensambles de combustible es igual al quemado promedio a la descarga del ciclo de equilibrio de 18 meses ($Q = 44695$ MWD/TU), entonces se puede estimar qué porcentaje de utilización tienen los ensambles de combustible en los tres escenarios con una simple regla de tres (Ecuación 1). Con el porcentaje de utilización se calcula el número equivalente de ensambles de combustible no utilizados, nuevamente considerando el ciclo de equilibrio como referencia (Ecuación 2). Esta información se presenta en la Tabla VII.

$$\%Utilización = \frac{Quemado\ Promedio\ del\ Lote \cdot 100}{44695} \quad (1)$$

$$\text{Equivalente No Utilizado} = \frac{(100 - \% \text{Utilización}) \cdot \text{Tamaño del Lote}}{100} \quad (2)$$

Tabla VII. Utilización de los ensambles de combustible en los últimos ciclos de operación.

Escenario	Ciclo	% Utilización	Cantidad Ensambls	Equivalente No utilizado
Base	40	53.11	132	61.9
	41	18.82	132	107.2
1	40	44.92	72	39.7
	41	20.14	72	57.5
2	40	40.11	100	59.9
	41	20.72	72	57.1

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentaron dos estrategias de operación de un reactor BWR al final de su vida útil. Se partió de un Esquema Base en el que no se ejecuta ninguna medida para mejorar la utilización del combustible nuclear. Las dos estrategias propuestas en este estudio tienden a reducir la compra de combustible fresco en los últimos ciclos y en uno de los casos se reduce su enriquecimiento de uranio.

Un primer resultado obtenido, muestra que se pueden ahorrar hasta 120 ensambles de combustible fresco si se hace una gestión de los últimos ciclos de operación del reactor. Esta cantidad de ensambles representa casi la carga completa de un ciclo de operación. Esto también implica un ahorro de más de 6 millones de USD en los últimos 6 ciclos de operación de la central nuclear.

Los resultados muestran que, si no se realiza ninguna gestión al final de la vida útil del reactor BWR considerado bajo una operación de ciclos de equilibrio de 18 meses, solo en los dos últimos ciclos de operación habrá casi 170 de 264 ensambles de combustible no utilizados (64%). Para la Estrategia 1 habrá 97 de 144 ensambles de combustibles no utilizados (67%). Para la Estrategia 2 habrá 117 de 172 ensambles de combustible no utilizados (68%).

Por otro lado, es importante señalar la importancia que tiene diseñar los patrones de barras de control para el presente trabajo, a diferencia de aplicar el principio Haling, como se hizo en un trabajo previo. En este caso se tiene una estrategia apegada a la realidad de la planta. También conviene señalar que se continúa trabajando en esta línea con otras estrategias.

Por lo tanto queda patente que es muy necesaria la administración de combustible en los últimos ciclos de operación de una central nuclear con el objetivo de reducir la compra de combustible fresco y maximizar su utilización.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares por el apoyo dado para el desarrollo del presente trabajo a través del proyecto SN-004.

REFERENCIAS

1. 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 (2007).
2. D. W. Dean, SIMULATE-3. Advanced Three-Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code. User’s Manual. Studsvik Scandpower INC. SSP-95/15 - Rev 3 (2005).
3. José Alejandro Castillo Méndez, Juan José Ortiz Servín, José Luis Montes Tadeo, Raúl Perusquia del Cueto, José Luis Hernández Martínez, “Análisis de los últimos ciclos de la vida útil de un reactor nuclear BWR”, *XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, Veracruz, Veracruz, 13-16 de noviembre, 2022.
4. 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** (2), p. 236-244 (2007).
5. Precio de Uranio Enriquecido. <https://www.uxc.com/p/tools/FuelCalculator.aspx>

Historia y Estado Actual del Reactor Nuclear Subcrítico de la Universidad Autónoma de Zacatecas

Fernando De La Torre Aguilar*, **J. Ignacio Dávila-Rangel**, **Alejandro Robles-Luna**,
Fernando Mireles-García, **Carlos Ríos-Martínez** y **José Luis Pinedo-Vega**
Unidad Académica de Estudios Nucleares, Universidad Autónoma de Zacatecas
Calle Ciprés No. 10, Fracc. La Peñuela; Zacatecas, México, C.P. 98068
fernandodelatorre@uaz.edu.mx; idavila@uaz.edu.mx; a.roblesluna98@gmail.com;
fmireles@uaz.edu.mx; crios@uaz.edu.mx; jlpinedo@uaz.edu.mx

Resumen

Dentro del proyecto dirigido al desarrollo y aplicación práctica de la energía atómica para propósitos pacíficos en México, a finales de los sesenta se instalaron tres reactores nucleares de investigación en el país. Uno de ellos es el reactor nuclear de la Universidad Autónoma de Zacatecas, un reactor subcrítico Nuclear Chicago modelo 9000, que estuvo operando óptimamente desde finales del año 1969 hasta el año de 1977. En esta fecha hubo una crisis grave en la Universidad que resultó en el abandono temporal de las instalaciones. Al dejarse la vasija del reactor nuclear llena con agua, algunos de sus componentes sufrieron daño por corrosión. A principios de los ochenta el reactor nuclear quedó a cargo del Centro Regional de Estudios Nucleares y se utilizó con una fracción de sus elementos combustibles para investigación y formación de estudiantes hasta el año 2009 cuando la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias asegura el material nuclear poniendo sellos en las gavetas donde se guarda el uranio natural y el contenedor de la fuente de neutrones. A partir del año 2013 se ha dado mantenimiento integral al edificio del reactor nuclear y se ha dado cumplimiento a requerimientos en materia de seguridad física y salvaguardias solicitados por la CNSNS y por el Organismo Internacional de Energía Atómica. En el año 2020 se realizó un diagnóstico de los componentes del reactor nuclear corroborando que los componentes más dañados son los tubos de aluminio que alojan a los elementos de uranio natural y las rejillas que dan soporte a esos tubos. Sin embargo, las rejillas están en condiciones de seguir cumpliendo su propósito en el reactor nuclear mientras que algunos de los tubos pudieran estar demasiado dañados. Como parte de las acciones dentro de un proyecto integral de rehabilitación del reactor nuclear se están estudiando aleaciones comerciales de aluminio disponibles en México para fabricar nuevos tubos y se tiene contemplado establecer una mayor comunicación con la CNSNS para cumplir los requerimientos y actualizar la licencia de operación para el reactor subcrítico Nuclear Chicago 9000. Asimismo, se buscará apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica y del Instituto Politécnico Nacional que en el 2021 actualizó la licencia de operación de su reactor, que es idéntico al reactor nuclear de la UAZ.

1. INTRODUCCIÓN

México empezó a incursionar en las ciencias y tecnologías nucleares a mediados de la década de 1950, trabajando con partículas subatómicas en varias universidades del país. En enero de 1956 se crea la Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN) y en 1964 se coloca la primera piedra del Centro Nuclear de México en el Estado de México, esto como parte de un proyecto dirigido al desarrollo y aplicación práctica de la energía atómica para propósitos pacíficos. Para este proyecto México recibió apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para el aseguramiento del material nuclear necesario para nuevas instalaciones nucleares. Entre ellas, se plantearon dos instalaciones de entrenamiento con reactores nucleares subcríticos de la marca Nuclear Chicago modelo 9000, una a ubicarse en el Instituto Politécnico Nacional (IPN) en la Ciudad de México y otra a ubicarse en la Escuela de Ingeniería del entonces Instituto de Ciencias Autónomo de Zacatecas (ICAZ), ahora Universidad Autónoma de Zacatecas (UAZ). En 1963 el ICAZ elaboró un proyecto cuyo objetivo central pretendía la vinculación de sus actividades al desarrollo de la energía nuclear en México y ese proyecto se basó en la donación del reactor nuclear subcrítico mencionado y el arrendamiento del combustible nuclear por parte de Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos. De tal forma que, a partir de ese año, el ICAZ comenzó los trámites de importación del combustible nuclear. Se tiene registro de los acuerdos para que México adquiriera el material nuclear necesario para los dos conjuntos subcríticos en los tratados de cooperación ante la Organización de las Naciones Unidas (ONU) por parte del OIEA y el Gobierno de México, tratados No. 8321 y 8868 en los años de 1966 y 1967, respectivamente. El documento INFCIRC/102 del OIEA muestra detalles sobre la asistencia brindada por parte de este organismo para realizar el proyecto del conjunto subcrítico en Zacatecas [1]. El material nuclear necesario lo suministró la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos de América y se gestionó su entrega a México a través del OIEA mediante previa solicitud a través de la CNEN. En 1972, la CNEN cambió su nombre a Instituto Nacional de Energía Nuclear (INEN), mismo que en 1979 con la emisión de la Ley Nuclear (reglamentaria del Artículo 27 constitucional sobre la materia) se transformó creando la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), Uranio Mexicano (URAMEX, ya desaparecido) y la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). La fuente de Pu-Be (indispensable para el reactor nuclear subcrítico) fue fabricada en los *Mound Laboratories* de *Monsanto Research Corporation* en los Estados Unidos con plutonio donado por el OIEA y enviada a México en marzo del año 1968. En abril del mismo año fueron enviados los elementos combustibles de uranio natural que fueron fabricados en la planta de *Savannah River*, también en los Estados Unidos. Mientras que la instalación en Zacatecas se estaba equipando, el 8 de noviembre de 1968, el reactor nuclear Triga Mark III del ahora ININ alcanzó su primera reacción nuclear de fisión autosostenida [2]. Estos eventos coinciden con el auge de la energía nuclear que se experimentó internacionalmente. El 30 de junio de 1969 se informa al rector de la UAZ que las partes, equipo y materiales adquiridos están físicamente montados y en condiciones de operación, desafortunadamente no hay registro de cuando se insertó por primera vez la fuente de neutrones necesaria para poner en funcionamiento el reactor nuclear.

2. USO DEL REACTOR NUCLEAR SUBCRÍTICO DE UAZ

El reactor nuclear subcrítico de la UAZ es muy seguro para propósitos didácticos, ya que no puede mantener una reacción nuclear de fisión autosostenida a menos que se inserte una fuente externa de neutrones. El tipo de combustible y su configuración producen un flujo de neutrones de baja intensidad comparado con reactores nucleares de investigación de mayor potencia, como el del ININ, por lo que no representa un riesgo fuera de la vasija que contiene al núcleo y, estas características a su vez limitan el uso del reactor nuclear a actividades de enseñanza. Precisamente, la función que le fue asignada desde un inicio al reactor nuclear de la UAZ fue la enseñanza y preparación de técnicos y profesionales que demanda el desarrollo del país para fomentar la educación superior, la investigación científica y tecnológica en el área nuclear. Por lo tanto, este reactor nuclear llegó a usarse, desde 1970, para impartir cursos sobre Radiación e Ingeniería Nuclear a personal de la Comisión Federal de Electricidad (CFE), con el fin de prepararlos para su posterior incorporación a la operación de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, cuya construcción se autorizó en 1975. Desde el inicio de las gestiones para traer el material nuclear a México, el responsable ante la CNEN de la protección radiológica y encargado de las instalaciones del reactor nuclear subcrítico fue el Ingeniero y Físico Nuclear Rubén A. Preza Robles, que recibió entrenamiento para la operación del reactor nuclear y sus instrumentos asociados en el *Tennessee Polytechnic Institute* en 1963. Al lugar donde está instalado el conjunto subcrítico se le conoció como el “Laboratorio de Física Nuclear”. El Ing. Preza impartió los cursos mencionados, con apoyo de docentes de la Maestría en Ingeniería Nuclear del IPN, al personal de la CFE. Existe un manual de prácticas de su autoría dedicado a estos cursos. Dentro de este manual, preparado como material didáctico de soporte para esos cursos, existe una sección llamada “Introducción a la Experimentación con un Reactor Subcrítico” en la cual se describen tres experimentos que posiblemente se implementaron en este curso: Monitoreo de Radiaciones Alrededor de un Reactor, Determinación del Flujo de Neutrones con Laminillas de Oro e Indio, y Medida Directa del Flujo de Neutrones con un Detector BF₃ [3]. En el manual del fabricante del reactor nuclear subcrítico se incluyen un total de once experimentos [4]. Experimentos de este tipo tienen mucha relevancia en la formación de estudiantes en el área de la Seguridad Radiológica e Ingeniería Nuclear. Además de que una instalación como ésta permite entrenar personal en el uso de detectores de radiación y el cálculo de parámetros importantes para los reactores nucleares, como lo es el factor de multiplicación. En este periodo también se realizaron actividades de dirección de tesis ligadas al reactor nuclear.

Se asume que el reactor nuclear debió haber estado operando óptimamente desde mediados de 1969, con su equipo original completo, hasta febrero de 1977. En esta fecha el Ing. Preza informa a la División de Seguridad de Plantas Nucleares de entonces INEN que el laboratorio del reactor nuclear subcrítico dejaría de operar hasta nueva orden, asegurando el material radioactivo y colocando sellos tanto en los contenedores como en las puertas de acceso para evidenciar su resguardo. Esta clausura temporal fue debida a problemas internos de la UAZ, ya que en ese año la institución enfrentó una de sus crisis más severas de gobernabilidad [5]. Más tarde, en ese mismo año, se desconoce al Ing. Preza como director de la Escuela de Ingeniería (cargo que ostentó, además de ser el encargado del reactor nuclear subcrítico) y deja la UAZ. En ese año la universidad no contaba con personal calificado capaz de reemprender las actividades en la instalación. Posteriormente, en una serie de conferencias dictadas por investigadores del INEN sobre ciencia y tecnología nuclear, la comunidad de la UAZ fue motivada y se firmó un convenio de cooperación y asistencia entre el INEN y la UAZ cuyo objetivo general era el desarrollo de las

Ciencias Nucleares en esta Universidad mediante la formación de recursos humanos propios de la misma y el reinicio de las actividades en el reactor nuclear. Este convenio resultó en un programa de formación de profesores en el área de la Ciencias Nucleares, de tal forma que en octubre de 1980 se inician los trabajos de integración y formación del Centro Regional de Estudios Nucleares (CREN, a partir del año 2005 Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN)), el cual quedó finalmente constituido en noviembre de 1981. El CREN quedó a cargo del reactor nuclear subcrítico y al recibir el ensamble e inspeccionar sus condiciones, sus integrantes realizaron las siguientes observaciones: a) el agua en la vasija se evaporó, dejando una película delgada de óxido alrededor de los tubos de aluminio, provocando en algunos de ellos picaduras (estas barras se apartaron); b) algunas barras sólo mostraron averías en el sello de agua del sostén de los elementos combustibles; c) los elementos combustibles de uranio natural no mostraron daño en su encamisado de aluminio; y d) no hubo escape de productos de fisión, esto se confirmó al analizar la radiación en el filtro de sólidos y las resinas de intercambio iónico, que mostraron un nivel similar a la radiación de fondo. Entre otras actividades, se repuso el agua de moderación con agua de mejor calidad (hay registros de que el sistema de recirculación de agua estaba en buen estado), se construyó un depósito para la fuente de neutrones (adicional al blindaje original con parafina), y se efectuó una dosimetría de radiación gamma y de neutrones junto con la elaboración de un Manual de Procedimientos para obtener el licenciamiento del reactor nuclear por parte de la CNSNS para la posesión y uso del Combustible Nuclear y la fuente de neutrones [6]. Gracias a los esfuerzos del CREN para poner en operación el reactor nuclear (fiscalizados por personal de la CNSNS y del OIEA), la CNSNS otorgó la licencia de operación y uso del ensamble subcrítico y la fuente de neutrones el 15 de agosto de 1982. Ya con el reactor nuclear nuevamente en operación se planearon prácticas de Radioquímica, Física de Neutrones y Protección Radiológica dirigidas a los alumnos de la especialidad en Ciencias Nucleares de la Escuela de Ciencias Químicas de la UAZ [6]. En 1996 se creó la Maestría en Ciencias Nucleares en el CREN y el reactor nuclear contribuyó a la formación de sus estudiantes hasta el año 2009, cuando la CNSNS decreta el aseguramiento del material nuclear por irregularidades en el uso de las fuentes. Después de este evento, y hasta la fecha, ni el reactor ni el material nuclear pueden utilizarse. Sin embargo, se han atendido los requerimientos de seguridad física y salvaguardias solicitados por la CNSNS y el OIEA. Asimismo, desde el año 2013 se ha dado mantenimiento y restaurado el edificio. Y en los últimos 4 años, se retomó un proyecto integral de rehabilitación del reactor nuclear. De los últimos aspectos, se hablará con más detalle en las siguientes secciones.

3. LICENCIAS DEL REACTOR SUBCRÍTICO DE LA UAZ

A partir del año 1982 y hasta el año 2004 el CREN mantuvo una licencia ante la CNSNS que amparaba la operación y uso del ensamble subcrítico y la fuente de neutrones. Sin embargo, por nuevos lineamientos de la CNSNS para las licencias del material nuclear y otros tipos de fuentes radiactivas, se requiere una actualización de la licencia. En el año 2009, debido a irregularidades detectadas en el manejo de fuentes radiactivas, inspectores de la CNSNS decretan el aseguramiento del material nuclear colocando sellos en las gavetas donde está guardado el material nuclear y en el compartimiento con blindaje donde se resguarda la fuente de neutrones de Pu-Be, como se muestra en las Figuras 1 y 2. Se ha intentado llevar a cabo el proceso de actualización de la licencia, pero se le ha dado prioridad a la actualización de licencias de otras fuentes radiactivas diferentes al material nuclear que usa la UAEN. Además, en septiembre del año 2014, se recibió de la CNSNS una guía preliminar para el proceso de la solicitud de

operación y preparar los documentos adjuntos necesarios, pero la información no fue suficientemente clara y estaba incompleta. Luego, en el año 2019, se publicó información más detallada sobre los requerimientos para la actualización de la licencia de operación de un ensamble subcrítico y la elaboración de los documentos que la acompañan, pero consideramos que no se tomó en cuenta el principio de regulación graduada por la gran cantidad de requisitos (como si se considerara a un reactor de investigación de mayor potencia). Sin embargo, a partir de esto se empezó el diagnóstico de la instalación y la elaboración del plan integral para rehabilitarla.



Figura 1. Gavetas donde están asegurados los elementos combustibles de uranio natural.



Figura 2. Compartimiento con blindaje donde está asegurada la fuente de neutrones de Pu-Be

4. MANTENIMIENTO DEL EDIFICIO DEL REACTOR NUCLEAR

En el año 2013 comenzó un proyecto de rehabilitación integral del reactor nuclear que se enfocó en actividades de mantenimiento al exterior del edificio. Entre estas actividades están: la reposición de la malla perimetral, el retiro de raíces de árboles fuera del edificio, la reconstrucción del área verde y el pasillo que está alrededor del edificio del reactor nuclear, la pintura de muros, puertas, ventanas y protecciones, la impermeabilización de los techos, y la restauración de la pintura mural “El Átomo” que está en la entrada de la instalación, vea la Figura 3. Este mural cuyo autor es Antonio Pintor Rodríguez (un reconocido muralista zacatecano), junto al edificio del reactor nuclear son obras icónicas de la UAZ. Parte de este edificio tiene la forma de una torre de enfriamiento, como las que se utilizan en reactores de potencia, vea la Figura 4. Entre estas mejoras también se han atendido los requerimientos de seguridad física dictados por la CNSNS y el OIEA, lo cual detallaremos en la siguiente sección.



Figura 3. Pintura mural “El Átomo”, en la entrada al edificio del reactor nuclear subcrítico de la UAZ [7].



Figura 4. Fachada del edificio del reactor nuclear subcrítico de la UAZ.

5. CUMPLIMIENTO DE LOS REQUISITOS EN MATERIA DE SEGURIDAD FÍSICA Y SALVAGUARDIAS

La ley reglamentaria del Artículo 27 constitucional en Materia Nuclear establece que la seguridad es primordial en todas las actividades que involucren a la energía nuclear, desde la planeación hasta el desmantelamiento de las instalaciones nucleares. Parte de esta seguridad es el acceso restringido y el control de los materiales nucleares. El Artículo 127 del Reglamento General de Seguridad Radiológica establece que todos los lugares de uso o almacenamiento de materiales radiactivos deberán contar con los sistemas de seguridad apropiados que impidan el acceso a personas no autorizadas [8]. Como los materiales nucleares del reactor nuclear subcrítico de la UAZ son fuentes de radiación ionizante (siendo la de mayor riesgo la fuente de neutrones de Pu-Be) y además son materiales sujetos a salvaguardias, éstos deben estar bien resguardados mediante medidas de seguridad física que impidan el acceso a la instalación y a las fuentes de radiación ionizante a personal no autorizado. Esto con el fin de que las fuentes no sean extraídas de la instalación sin autorización o se haga un uso indebido de estas que resulte en la exposición de la población en general a la radiación ionizante proveniente de éstas fuentes. Incluso las personas que tienen acceso a los materiales radiactivos deben planear que las exposiciones a la radiación sean tan bajas como razonablemente sea posible (principio ALARA).

A pesar de que el reactor nuclear subcrítico de la UAZ ha estado inactivo por años, la CNSNS y el OIEA realizan inspecciones regulares a la instalación con el fin de asegurarse que los materiales nucleares estén debidamente resguardados. Estas inspecciones han resultado en solicitudes para reforzar la seguridad física de la instalación. La UAEN ha dado cumplimiento a estas solicitudes y en consecuencia se ha reforzado la seguridad instalando un control de acceso mediante una alarma y un sistema de vigilancia con video y sensores de movimiento, las cerraduras y candados en la instalación son de alta seguridad, la vigilancia física es permanente y está a cargo de la institución. Estas medidas han sido suficientes para mantener la seguridad física de la instalación.

6. DIAGNÓSTICO DE LOS COMPONENTES DEL REACTOR NUCLEAR SUBCRÍTICO DE LA UAZ

Los componentes principales del reactor nuclear subcrítico de la UAZ son: los elementos combustibles de uranio natural (1400 cilindros huecos), los 280 tubos de aluminio que alojan a los elementos combustibles, las dos rejillas que dan soporte y acomodan en una geometría que corresponde a un entramado hexagonal a los tubos de aluminio, la vasija del reactor nuclear de acero inoxidable que contiene a los componentes anteriores y la fuente de neutrones de Pu-Be. Además, hay que tomar en cuenta que se necesitan aproximadamente 1400 litros de agua para llenar a la vasija y que esta agua tiene la función de ser moderador y reflector de los neutrones producidos en el reactor nuclear.

En el año 2020 se realizó un diagnóstico del estado de los componentes del reactor nuclear y se concluyó que los componentes que presentan más daño son los tubos de aluminio que alojan a los elementos combustibles de uranio, esto debido a la corrosión que sufrieron cuando quedó abandonado el reactor nuclear en el año de 1977 hasta principios de los ochenta. Este daño se debió a que el reactor nuclear se dejó con los tubos instalados y la vasija llena de agua, además es probable que el agua utilizada fuera agua de la llave que en ese tiempo en Zacatecas tenía un muy

alto contenido en sales. La Figura 5 muestra la corrosión en los tubos de aluminio, algunos tienen fisuras por donde pudiera filtrarse el agua hacia los elementos combustibles. Es necesario evaluar el estado de cada uno de los tubos para determinar cuántos de ellos es posible reutilizar y cuántos deben ser reemplazados por tubos nuevos, cuando el CREN hizo la inspección inicial en los ochenta se identificaron 12 tubos con perforaciones. Otro de los elementos más dañados son las rejillas de aluminio que dan soporte a los tubos de aluminio, estas son del mismo material de los tubos y como se muestra en la Figura 6, en ellas se puede ver con mayor claridad el daño que sufrió el aluminio bajo las condiciones que fue abandonado el reactor nuclear. Sin embargo, estas rejillas pueden seguir cumpliendo su función sin problemas debido al grosor que tienen. Por otro lado los tubos de aluminio tienen un espesor de un milímetro que hace más fácil que haya perforaciones que dejen pasar el agua hacia dentro del tubo y en casos extremos que se rompan debido al peso considerable de los 5 elementos combustibles que deben sostener. Los elementos combustibles de uranio natural y la vasija de acero inoxidable están en buenas condiciones (vea la Figura 7), la vasija sólo requiere de limpieza. El sistema de flujo de agua al reactor nuclear para su llenado y desagüe necesita rehacerse y es conveniente explorar la incorporación de un proceso de tratamiento de agua y de un mecanismo para pasar el agua de la vasija del reactor nuclear a un tanque alterno cuando este no se encuentre en uso y viceversa.

En cuanto a instrumentación original de reactor nuclear, parte se ha extraviado y parte es obsoleta. Sin embargo, pueden existir equipos con funciones similares en los diferentes laboratorios de la UAEN, pero están dedicados a otras funciones. Por lo anterior, también es necesario adquirir o fabricar (con apoyo del ININ) la instrumentación básica para la operación del reactor nuclear.



Figura 5. Estado de los tubos de aluminio que alojan a los cilindros huecos de uranio.

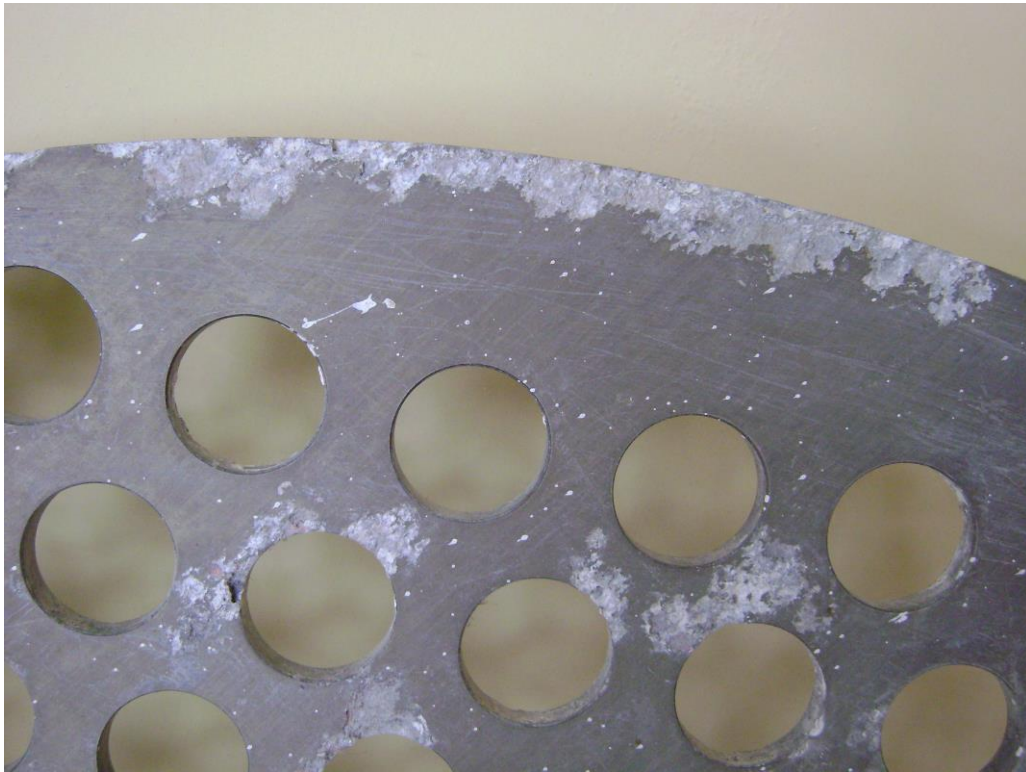


Figura 6. Daño a las rejillas de aluminio del reactor nuclear subcrítico de la UAZ.



Figura 7. Vasija de acero inoxidable del reactor nuclear subcrítico de la UAZ.

7. PROYECTO INTEGRAL DE REHABILITACIÓN DEL REACTOR NUCLEAR SUBCRÍTICO DE LA UAZ

El plan integral de rehabilitación del reactor nuclear subcrítico de la UAZ contempla: un diagnóstico de las condiciones actuales del reactor (ya realizado), la fabricación y reemplazo de los tubos de aluminio, actualizar la licencia de operación del reactor nuclear subcrítico y el equipamiento con la instrumentación nuclear necesaria para la operación de este reactor nuclear, para que cumpla con su función de enseñanza y entrenamiento de estudiantes en las áreas de Ingeniería Nuclear y Seguridad Radiológica.

En cuanto al reemplazo de los tubos de aluminio, en agosto del año 2021 se registró un proyecto ante la coordinación de investigación y posgrado de la UAZ titulado “Estudio del comportamiento neutrónico de aleaciones comerciales de aluminio como propuesta para la fabricación de componentes del arreglo estructural geométrico del núcleo del reactor nuclear subcrítico Nuclear Chicago 9000 de la UAZ”. En este proyecto se involucró al estudiante de maestría Alejandro Robles Luna con su proyecto de tesis titulado “Evaluación de diferentes aleaciones de aluminio para sustituir a los tubos que alojan al combustible nuclear en el reactor Nuclear Chicago 9000: criticidad, secciones eficaces, resistencia mecánica y resistencia a la corrosión”. Esta tesis está en sus etapas finales y ya se tienen resultados sobre qué aleaciones de aluminio comerciales en México son las más idóneas para la fabricación de nuevos tubos, esto considerando que el factor de multiplicación no disminuya considerablemente con respecto al valor que resulta utilizando la aleación original, que la aleación tenga una resistencia mecánica adecuada y que también sea de preferencia más resistente a la corrosión que la aleación original. Se espera que los resultados de este trabajo se publiquen en los próximos meses.

Respecto a la actualización de la licencia de operación, habrá una comunicación más estrecha con la CNSNS para conocer y cumplir los requerimientos que el organismo regulador solicite y se espera que se tome en cuenta el principio de regulación graduada dentro del marco normativo nuclear nacional, el cual está en proceso de actualización [9]. También se planea apoyarse de la experiencia del IPN, ya que esta institución actualizó la licencia de uso de su reactor nuclear en el año 2021.

El punto referente al equipamiento con la instrumentación nuclear adecuada parece ser lo más complicado debido al factor económico, sin embargo, se pretende buscar apoyo de organismos e instituciones como el OIEA y SENER para lograr este propósito.

8. CONCLUSIONES

El reactor nuclear subcrítico de la UAZ está entre las principales instalaciones nucleares del país. Operó de forma óptima aproximadamente 8 años, desafortunadamente en los años siguientes ocurrió un evento cuyas consecuencias resultaron en el abandono temporal de la instalación y en el daño de algunos de sus componentes. A partir de los años ochenta y hasta el año 2009 se pudo usar sin sus elementos combustibles completos (por daño en los tubos de aluminio) para la formación de estudiantes, pero del año 2009 a la fecha se ha tenido el material nuclear asegurado y actualmente hay un mayor interés de rehabilitar esta instalación para que dé soporte y fortifique la formación de capital humano en los programas de Maestría y Doctorado en Ciencias Nucleares

que oferta la UAEN de la UAZ, y por la importancia histórica que tiene para el estado de Zacatecas y para el país. En México sólo hay tres reactores nucleares de investigación y es de vital importancia que todos estén operando en condiciones adecuadas. Además, una vez rehabilitado, las visitas a este reactor nuclear contribuirán a la divulgación de las ciencias nucleares al público en general. Será un lugar donde se pueda conocer de cerca parte de la tecnología nuclear, su historia, sus beneficios en diversas áreas, sus riesgos potenciales y las ventajas de la generación de energía eléctrica por medios nucleares. Todo esto para mejorar la cultura nuclear y combatir la desinformación que se ha creado en torno a esta área.

AGRADECIMIENTOS

Agradecemos al maestro Álvaro Sánchez Ríos del IPN, por facilitarnos el manual original de experimentos del reactor nuclear.

REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency, *The Texts of Instruments Connected with the Agency's Assistance to Mexico in Establishing a Sub-critical Assembly Project*, INFCIRC/102, (1967).
2. “Reactor de investigación TRIGA Mark III, a 53 años de la primera reacción autosostenida”, <https://www.gob.mx/inin/es/articulos/reactor-de-investigacion-triga-mark-iii-del-inin-a-53-anos-de-la-primera-reaccion-autosostenida> (2021).
3. Rubén A. Preza Robles, *Curso de Información General para el Personal de C.F.E. en las Áreas de Radiación e Ingeniería Nuclear*, Universidad Autónoma de Zacatecas, Zacatecas, México (1973).
4. Pho-Shein Young, *Experiments for Nuclear-Chicago Student Training Reactor*, Nuclear – Chicago Corporation, Estados Unidos de América (1959).
5. Juan Manuel Rivera Juárez y Elva Cabrera Muruato, “1977, la crisis más severa de la UAZ (2/2)”, <https://ljz.mx/03/06/2020/1977-la-crisis-mas-severa-de-la-uaz-2-2/> (2020).
6. Carlos Ríos Martínez, *Refuncionalización y Puesta en Operación del Ensamble Subcrítico de la U.A.Z.*, Tesis de Maestría en Ciencias Nucleares de la Facultad de Química de la UNAM, Ciudad de México (1984).
7. “Pintura Mural El Átomo ANTONIO PINTOR”, <https://youtu.be/WI54I4P3Q1Q> (2015).
8. Secretaría de Energía, *Reglamento General de Seguridad Radiológica*, Diario Oficial de la Federación, México (1988).
9. Etel Maya Flores, “Regulación Nuclear Nacional: Contexto actual y su importancia”, *Memorias del XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, Veracruz, Ver., 13 al 16 de noviembre, (2022).

Solución Analítica de las Aproximaciones P_3 y S_4 de la Ecuación de Transporte de Neutrones: Caso Placa con Anisotropía en Medio No Multiplicativo

Guillermo Muñoz Peña y Edmundo del Valle Gallegos

*Instituto Politécnico Nacional
Av. Instituto Politécnico Nacional
Col. San Pedro Zacatenco, Gustavo A. Madero,
07738 CDMX, México
ing.gmp23@hotmail.com; evalle@ipn.mx*

Armando Miguel Gómez Torres

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca sn,
La Marquesa, Ocoyoacac
52750, Edo. Mex., México
armando.gomez@inin.gob.mx*

Resumen

Dada la complejidad de la ecuación de transporte de neutrones, su resolución para escenarios prácticos se lleva a cabo mediante métodos numéricos. Dos de los métodos mejor consolidados para resolver la dependencia angular de la ecuación de transporte son el Método de Armónicos Esféricos (P_L) y el Método de Ordenadas Discretas (S_N). Si bien existen diferencias considerables entre ambas técnicas, dichos métodos gozan de buena fama en el área de neutrónica dada su capacidad de ofrecer resultados fiables en problemas reales, a escalas relativamente grandes y dentro de márgenes de tiempo razonables. Cuando su aplicación se restringe a escenarios unidimensionales, es posible desarrollar soluciones analíticas, las cuales sirven para verificar y validar códigos numéricos, así como para fines académicos y de carácter pedagógico. En el presente trabajo se describe la metodología utilizada para plantear y resolver las aproximaciones P_3 y S_4 que derivan de los Métodos de Armónicos Esféricos y de Ordenadas Discretas, respectivamente. Así, los sistemas de ecuaciones que se deducen de dichas aproximaciones son generados junto con sus condiciones de frontera y de interfaz, y aplicados en la resolución de un problema heterogéneo de dos regiones en estado estacionario, con neutrones monoenergéticos desplazándose en un medio no multiplicativo, y con la presencia de una fuente externa. Los códigos desarrollados mediante el software MATLAB consideran distintos órdenes de anisotropía para la fuente y para las dispersiones de neutrones, donde los resultados generados tienen el fin de presentar una comparación directa entre las aproximaciones P_3 y S_4 para exponer sus principales ventajas y diferencias.

1. INTRODUCCIÓN

Los dos enfoques principales en el área de neutrónica de reactores nucleares giran en torno a la ecuación de transporte y a la ecuación de difusión. La resolución de estas dos expresiones matemáticas permite determinar la manera en la que los neutrones se distribuirán en el interior de un reactor durante la reacción de fisión. La ecuación de transporte de neutrones (también referida como la ecuación de transporte de Boltzmann), ya sea en su forma integro-diferencial o meramente integral, se caracteriza por un total de siete variables independientes (tres para la posición espacial, dos para la dirección angular del neutrón, una para la dependencia energética y una para la dependencia del tiempo). Por otra parte, la ecuación de difusión de neutrones omite la dependencia angular que su homólogo de transporte conserva. Si bien ambas ecuaciones establecen un balance entre los neutrones que son ganados y perdidos en una región determinada, la ecuación de transporte se posiciona como el esquema más complejo al permitir rastrear la complicada trayectoria de cada neutrón desde su origen y hasta su final al ser absorbido por un núcleo o ser dispersado fuera del reactor. En contraste, la ecuación de difusión ofrece una alternativa menos demandante para su resolución pero que carece de la precisión del esquema de transporte al considerar el movimiento de los neutrones como un “enjambre” cuya distribución se encuentra regida por los principios adoptados de la teoría química que permiten explicar, por ejemplo, la difusión de un gas en otro. De esta manera, el desarrollo de los programas de cómputo que son utilizados en neutrónica se ha centrado en buena medida alrededor de la ecuación de difusión; sin embargo, la falta de precisión de dicho esquema se ve reflejada particularmente en regiones altamente heterogéneas, en las cercanías de elementos que son fuertes absorbedores de neutrones o en regiones con grandes gradientes de flujo [1]. Estas condiciones son características de ciertos tipos de reactores con geometrías complejas, o en donde se hace uso de combustibles tipo MOX (mezcla de óxidos). En comparación, los desarrollos computacionales basados en la ecuación de transporte permiten describir con precisión la distribución de neutrones al considerar el tipo de interacciones que una de estas partículas puede experimentar en su trayectoria específica definida por la dirección angular de su movimiento. Tanto la resolución de la ecuación de difusión como de la ecuación de transporte se encuentran fundamentadas, para aplicaciones prácticas, en la implementación de métodos numéricos que permiten traducir las expresiones originales en sus sistemas algebraicos equivalentes. De esta manera, entre los métodos mejor consolidados para discretizar la dependencia angular de la ecuación de transporte se encuentran el Método de Armónicos Esféricos y el Método de Ordenadas Discretas. A pesar de que el enfoque de estas aproximaciones difiere el uno del otro, ambos métodos se encuentran bien posicionados en el área de neutrónica dada su capacidad de ofrecer resultados numéricos precisos en dominios de tres dimensiones del tamaño correspondiente a un núcleo completo con un tiempo de cómputo razonable para la mayoría de escenarios reales.

El objetivo principal del presente trabajo es proveer de una herramienta fiable que pueda ser utilizada para verificar el funcionamiento de códigos desarrollados con base en esquemas numéricos y destinados al análisis de casos prácticos, así como también el de ofrecer un medio para comparar y analizar las principales ventajas y desventajas en la aplicación de las aproximaciones P_L y S_N en función de las características del escenario a estudiar y del número y naturaleza de las variables independientes involucradas. Su estructura consiste de una breve descripción del fundamento teórico de estas aproximaciones, seguido de la metodología utilizada para resolver las ecuaciones P_3 y S_4 . Finalmente, se presentan los resultados obtenidos y se exhiben las principales conclusiones junto con un planteamiento del trabajo a futuro para los códigos desarrollados.

2. LAS APROXIMACIONES P_L Y S_N

Los armónicos esféricos, comunes en la teoría cuántica y en magnetismo (entre otras áreas), son funciones complejas que representan la solución de la porción angular de la ecuación de Laplace en coordenadas esféricas y sin simetría azimutal. Dichas funciones forman una base completa sobre la esfera \mathcal{S}^2 . Así, el Método de Armónicos Esféricos permite representar una función definida sobre la superficie de la esfera unitaria mediante una sumatoria infinita del producto de un coeficiente de expansión por un armónico esférico. Cuando la aplicación de este método en la ecuación de transporte se limita a una sola dimensión, la expansión del flujo angular de neutrones y del llamado *kernel* de dispersión se reduce a la sumatoria infinita del producto del coeficiente de expansión correspondiente por un polinomio de Legendre. De esta manera:

$$\varphi(x, \mu, E, t) = \sum_{\ell=0}^{\infty} \frac{2\ell+1}{2} \phi_{\ell}(x, E, t) P_{\ell}(\mu) \quad \text{donde : } \mu \equiv \cos \theta \quad (1)$$

siendo $\varphi(x, \mu, E, t)$ el flujo angular de neutrones y $\phi_{\ell}(x, E, t)$ los momentos del flujo angular, mientras que:

$$\Sigma_s(x, \mu' \rightarrow \mu, E' \rightarrow E, t) = \sum_{\ell'=0}^{\infty} \frac{2\ell'+1}{2} \Sigma_{s_{\ell'}}(x, E' \rightarrow E, t) P_{\ell'}(\mu) P_{\ell'}(\mu') \quad (2)$$

donde $\Sigma_s(x, \mu' \rightarrow \mu, E' \rightarrow E, t)$ es la llamada sección macroscópica de dispersión doble [1] [p. 38, 112], y el coeficiente de expansión $\Sigma_{s_{\ell'}}(x, E' \rightarrow E, t)$ corresponde a los distintos órdenes de anisotropía del medio (en función del valor de ℓ). Las expansiones dadas en (1) y (2) son sustituidas en la ecuación de transporte unidimensional, la cual puede ser escrita, considerando multigrupos, como:

$$\Sigma_t^g(x) \varphi^g(x, \mu) + \mu \frac{\partial}{\partial x} \varphi^g(x, \mu) = \sum_{g'=1}^G \int_{-1}^{+1} \left[\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(x, \mu' \rightarrow \mu) + \frac{1}{k} \chi^g \nu^{g'} \Sigma_f^{g'}(x) \right] \varphi^{g'}(x, \mu') d\mu' \quad (3)$$

para posteriormente hacer uso de la relación recursiva $\mu P_{\ell}(\mu)$ y multiplicar la expresión resultante por el polinomio de Legendre $P_{\ell}(\mu)$. Finalmente, tras realizar la integración sobre μ en el intervalo $[-1, +1]$, e implementar la propiedad de ortogonalidad de los polinomios de Legendre, se genera el siguiente sistema:

$$\begin{aligned} \Sigma_t^g(x) \phi_{\ell}^g(x) + \frac{\ell+1}{2\ell+1} \frac{d}{dx} \phi_{\ell+1}^g(x) + \frac{\ell}{2\ell+1} \frac{d}{dx} \phi_{\ell-1}^g(x) \\ = \sum_{g'=1}^G \left[\Sigma_{s_{\ell}}^{g' \rightarrow g}(x) + \delta_{0\ell} \frac{1}{k} \chi^g \nu^{g'} \Sigma_f^{g'}(x) \right] \phi_{\ell}^{g'}(x) \quad \text{para : } \ell = 0, \dots, L \quad (4) \end{aligned}$$

donde la presencia del término $\delta_{0\ell}$ señala a una fuente multiplicativa isotrópica. El conjunto de expresiones mostrado en la ecuación (4), donde la expansión correspondiente ha sido truncada hasta la cantidad impar L , representa a la Aproximación P_L unidimensional. Dicho sistema se caracteriza por un total de $L+1$ ecuaciones diferenciales ordinarias acopladas, por grupo de energía, donde L al ser un valor impar evita una singularidad causada al considerar las condiciones de frontera del sistema.

El Método de Ordenadas Discretas, por otra parte, fue introducido por Carlson en 1955 en la teoría del transporte de partículas en física de reactores [2] [3]. Dicho método, con aplicaciones también en astrofísica y en transferencia de radiación, considera la dependencia angular de la ecuación de transporte como una serie de M trayectorias o direcciones angulares por las que el neutrón “transita”. Para cada una de estas direcciones, representada en una malla de puntos discretos [4], el flujo angular de neutrones en una dimensión tendrá un valor específico dado por:

$$\varphi(x, \mu_n, E, t) = \psi_n(x, E, t) \quad \text{donde : } n = 1, \dots, M \quad (5)$$

mientras que la integral sobre el dominio angular es aproximada mediante un conjunto de cuadratura de Gauss-Legendre, es decir:

$$\int_{-1}^{+1} \varphi(x, \mu', E', t) d\mu' = \sum_{n'=1}^M \omega_{n'} \psi_{n'}(x, E', t) \quad (6)$$

siendo $\omega_{n'}$ un peso de cuadratura no negativo evaluado en las diferentes direcciones angulares, y $\psi_{n'}(x, E', t)$ la función evaluada en cada punto de la malla. Así, la aplicación de este método en la forma de la ecuación de transporte dada por la expresión (3) conduce a:

$$\begin{aligned} & \Sigma_t^g(x) \psi_n^g(x) + \mu_n \frac{d}{dx} \psi_n^g(x) \\ & = \sum_{g'=1}^G \left[\sum_{\ell=0}^L \frac{2\ell+1}{2} \sum_{n'=1}^M \omega_{n'} P_\ell(\mu_n) P_\ell(\mu_{n'}) \psi_{n'}^{g'}(x) \Sigma_{s_\ell}^{g' \rightarrow g}(x) + \frac{1}{k} \chi^{g\nu g'} \Sigma_f^{g'}(x) \sum_{n'=1}^M \omega_{n'} \psi_{n'}^{g'}(x) \right] \\ & \text{para : } n = 1, \dots, M \quad \text{y} \quad g = 1, \dots, G \quad (7) \end{aligned}$$

donde la expansión del kernel de dispersión se ha realizado de acuerdo con la ecuación (2); de esta manera, el sistema de ecuaciones mostrado en la expresión (7) corresponde a la Aproximación S_N unidimensional donde, y en contraste con la aproximación P_L , el valor de N debe ser una cantidad par para evitar una singularidad causada por cualquiera de los cosenos directores tomando el valor de cero [5] [6]. Dicha cantidad par N se relaciona con el número M de trayectorias en función de las dimensiones consideradas en un escenario de manera que, para espacios unidimensionales, $M = N$.

El uso de la aproximación P_L así como el de la aproximación S_N en física de reactores representan ventajas importantes para describir la distribución de neutrones en función de la dirección angular,

en comparación con otros métodos. Ciertos procedimientos, como el Método de las Características (MOC) [7] [8] [9] [10] o el Método de Probabilidad de Colisión (CPM) [11] [12] [13] [14], por mencionar algunos, tienen la particularidad de poder manejar geometrías complejas [15] a diferencia de las aproximaciones P_L y S_N , en las cuales debe realizarse una discretización espacial en subdominios en donde, comúnmente, se lleva a cabo una homogeneización de las constantes de grupo para después hacer uso de técnicas de reconstrucción de potencia. Sin embargo, haciendo referencia al Método de Probabilidad de Colisión, su aplicación práctica se encuentra restringida a escenarios con dispersiones isotrópicas de neutrones [15]. Adicionalmente, las matrices densas que caracterizan a dicho método hacen que su uso en problemas grandes se torne inviable [16]. Como se mencionó anteriormente, las ecuaciones P_L y S_N representan procedimientos rentables al ser aplicados en geometrías grandes y pueden involucrar dispersiones anisotrópicas con relativa facilidad. Por otra parte, es importante mencionar que también existen diferencias considerables entre las aproximaciones P_L y S_N . Si bien el Método de Ordenadas Discretas es ampliamente utilizado en física de reactores, ha quedado demostrado que este procedimiento sufre de ciertas desventajas que son intrínsecas al método mismo [17]. Posiblemente, la mayor de estas desventajas sean las anomalías en los valores del flujo de neutrones conocidas comúnmente como efecto rayo, cuya presencia se hace más notoria en medios no multiplicativos [18]. Dichas anomalías son causadas por la imprecisión de los pesos de cuadratura al integrar sobre el flujo angular [15]. Además, al utilizar a la aproximación S_N , las dimensiones de la malla en la discretización de la dependencia espacial deberán ser pequeñas para poder generar resultados numéricamente precisos conforme el número de direcciones angulares (u ordenadas) aumenta [18]. En contraste, la aproximación P_L carece de estos desperfectos, y permite reproducir la solución exacta de la ecuación de transporte conforme el valor impar de L tiende a ∞ . Finalmente, la desventaja de la aproximación P_L yace en la complejidad de utilizar este método mediante un programa computacional dado el número de ecuaciones involucradas cuya cantidad aumenta al considerar escenarios dependientes del tiempo o más subdominios en la discretización espacial.

3. SOLUCIÓN ANALÍTICA DE LAS APROXIMACIONES P_3 Y S_4

3.1. Principales contribuciones

En un estricto sentido, la solución analítica de las ecuaciones P_3 y S_4 presentada aquí se encuentra implícita en el algoritmo desarrollado mediante el cual el software utilizado resuelve los respectivos sistemas de ecuaciones diferenciales ordinarias. Por lo tanto, la contribución principal de este trabajo se centra en la “forma de operador” en la cual son resueltos dichos sistemas. Esta forma de operador, que ha sido presentada y utilizada previamente [19], consiste en representar las constantes de grupo involucradas, los términos de fuente y las incógnitas correspondientes mediante conjuntos de matrices, para posteriormente aplicar métodos recursivos que conducen a la solución deseada. Estos métodos pueden ser algoritmos sencillos basados meramente en instrucciones que el software en cuestión interpreta directamente o técnicas numéricas elaboradas para discretizar la dependencia espacial, energética, angular o temporal, según sea el caso. Así, esta forma de operador puede ser implementada para aplicaciones prácticas con el fin de hacer eficiente el proceso de solución de un problema dado al permitir inclusive la paralelización de las técnicas usadas y su rápida ejecución en dispositivos de cómputo multinúcleo, en comparación con los procedimientos secuenciales tradicionales.

3.2. Metodología Utilizada

El procedimiento desarrollado aquí para resolver las ecuaciones P_L y S_N unidimensionales con $L = 3$ y $S = 4$, respectivamente, se enfocó en neutrones monoenergéticos desplazándose en un medio no multiplicativo y heterogéneo de dos regiones, considerando la presencia de una fuente externa (S_ℓ) en cada una de estas regiones, y en estado estacionario. De acuerdo con estas condiciones, el sistema de ecuaciones que se muestra en la expresión (4) es reescrito de la siguiente manera:

$$\begin{aligned}
 \frac{d}{dx} \phi_1 + \Sigma_{R_0} \phi_0 &= S_0 & \text{ó} & \quad \frac{d}{dx} \phi_1 = -(\Sigma_{R_0} \phi_0 - S_0) \\
 \frac{1}{3} \frac{d}{dx} [\phi_0 + 2\phi_2] + \Sigma_{tr} \phi_1 &= S_1 & \text{ó} & \quad \frac{d}{dx} [\phi_0 + 2\phi_2] = -3(\Sigma_{tr} \phi_1 - S_1) \\
 \frac{1}{5} \frac{d}{dx} [2\phi_1 + 3\phi_3] + \Sigma_{R_2} \phi_2 &= S_2 & \text{ó} & \quad \frac{d}{dx} [2\phi_1 + 3\phi_3] = -5(\Sigma_{R_2} \phi_2 - S_2) \\
 \frac{1}{7} \frac{d}{dx} [3\phi_2] + \Sigma_{R_3} \phi_3 &= S_3 & \text{ó} & \quad \frac{d}{dx} [3\phi_2] = -7(\Sigma_{R_3} \phi_3 - S_3)
 \end{aligned} \tag{8}$$

para la aproximación P_3 (donde $\Sigma_{R_\ell} = \Sigma_t - \Sigma_{s_\ell}$ y $\Sigma_{R_1} \equiv \Sigma_{tr}$), mientras que el sistema (7) es reescrito como:

$$\begin{aligned}
 \mu_1 \frac{d}{dx} \psi_1 &= -\Sigma_t \psi_1 + \sum_{\ell=0}^L \frac{2\ell+1}{2} \sum_{n'=1}^4 \omega_{n'} P_\ell(\mu_1) P_\ell(\mu_{n'}) \psi_{n'} \Sigma_{s_\ell} + S_1 \\
 \mu_2 \frac{d}{dx} \psi_2 &= -\Sigma_t \psi_2 + \sum_{\ell=0}^L \frac{2\ell+1}{2} \sum_{n'=1}^4 \omega_{n'} P_\ell(\mu_2) P_\ell(\mu_{n'}) \psi_{n'} \Sigma_{s_\ell} + S_2 \\
 \mu_3 \frac{d}{dx} \psi_3 &= -\Sigma_t \psi_3 + \sum_{\ell=0}^L \frac{2\ell+1}{2} \sum_{n'=1}^4 \omega_{n'} P_\ell(\mu_3) P_\ell(\mu_{n'}) \psi_{n'} \Sigma_{s_\ell} + S_3 \\
 \mu_4 \frac{d}{dx} \psi_4 &= -\Sigma_t \psi_4 + \sum_{\ell=0}^L \frac{2\ell+1}{2} \sum_{n'=1}^4 \omega_{n'} P_\ell(\mu_4) P_\ell(\mu_{n'}) \psi_{n'} \Sigma_{s_\ell} + S_4
 \end{aligned} \tag{9}$$

para la aproximación S_4 (que se asume como equivalente de las ecuaciones P_3), y en donde los términos μ_n representan a los cosenos directores de la ordenada correspondiente. La ausencia en el sistema (8) del momento de flujo ϕ_4 que surge de ϕ_{L+1} se debe a que es usual despreciar la contribución de $\frac{d}{dx} \phi_{L+1}$ para escenarios en estado estacionario [19].

Las condiciones de frontera que fueron utilizadas en ambos modelos son las condiciones de vacío, por lo que se establece que una vez que un neutrón es dispersado fuera del medio, este no puede regresar a él. Así, para la aproximación P_L de la ecuación (4), la forma general de las llamadas condiciones de frontera de Marshak se encuentra dada por:

$$\int_{\mu_{in}} P_i(\mu) \sum_{\ell=0}^L (2\ell + 1) \phi_\ell P_\ell(\mu) d\mu = 0 \quad (10)$$

donde los límites de la integral $\int_{\mu_{in}} d\mu$ son $[0, 1]$ para el extremo izquierdo (o inferior) y $[-1, 0]$ para el extremo derecho (o superior), siendo μ_{in} un conjunto de cosenos directores que inciden en alguno de los dos extremos [20]. Por lo tanto, el par de sistemas de ecuaciones que constituyen las condiciones de vacío para la aproximación P_3 de la expresión (8), evaluadas sobre la abscisa z , son:

$$\begin{aligned} \pm \frac{1}{2} \phi_0 + \phi_1 \pm \frac{5}{8} \phi_2 &= 0 \\ \mp \frac{1}{8} \phi_0 \pm \frac{5}{8} \phi_2 + \phi_3 &= 0 \end{aligned} \quad (11)$$

Por su parte, las condiciones de vacío para la aproximación S_4 del sistema (9) son establecidas como:

$$\psi_n = \psi_{in}(\mu_n) = 0 \quad \text{donde : } n = 1, 2 \quad (12)$$

Los sistemas de ecuaciones de las aproximaciones P_3 y S_4 , junto con sus correspondientes condiciones de vacío (ecuaciones (11) y (12), respectivamente) fueron resueltos utilizando el software MATLAB [21]. La estructura básica de los programas desarrollados para resolver los sistemas mencionados consiste de una declaración del orden de la aproximación a ser utilizado y del número de regiones involucrado, seguida de una declaración del resto de variables. La sección posterior consiste en una asignación de valores, hecha también por el usuario, a las secciones macroscópicas total (Σ_t) y de dispersión ($\Sigma_{s\ell}$), así como a la fuente externa de neutrones (S_ℓ), y a la dimensión (el ancho) de la placa y la ubicación de la interfaz que separa a las regiones 1 y 2. Los valores asignados a estas variables son almacenados en arreglos matriciales de la forma:

$$\frac{d}{dx} \mathbf{A}\Phi = \mathbf{B}\Phi + \mathbf{S}\mathbf{v} \quad (13)$$

donde la matriz \mathbf{A} contiene los coeficientes de los momentos angulares (en el caso de la aproximación P_3) o los cosenos directores μ_n (en el caso de la aproximación S_4). En lo que respecta a la matriz \mathbf{B} , esta almacena las operaciones indicadas en el lado derecho de las igualdades de los sistemas (8) y (9), con excepción de la adición de los valores que corresponden a la fuente externa de neutrones, los cuales son asignados al vector $\mathbf{S}\mathbf{v}$ junto con la sumatoria de los polinomios de Legendre respectivos (para la aproximación S_4). Una vez que esta secuencia ha sido llevada a cabo, los programas determinarán los valores y vectores propios de la matriz resultante de $\text{inv}(\mathbf{A}) * \mathbf{B}$ para, posteriormente, calcular la solución particular del sistema no homogéneo y proceder a determinar la solución general del sistema de ecuaciones diferenciales, dada por la forma:

$$\mathbf{X} = \gamma \mathbf{K} e^{x\mathbf{v}} + \mathbf{U}\mathbf{p} \quad (14)$$

siendo $\mathbf{U}\mathbf{p}$ la solución particular. Los programas repiten la secuencia de operaciones descrita hasta ahora para la segunda región e incorporan después las condiciones de vacío que corresponden a cada modelo. En el caso de la aproximación P_3 , el programa respectivo realizará, previo a la implementación de las condiciones de vacío, el cálculo de los coeficientes que acompañan a los momentos de flujo que aparecen en la expresión (11). Junto con la aplicación de las condiciones de vacío, los programas establecerán también las condiciones de continuidad en la interfaz de las regiones 1 y 2, de manera que los valores de los momentos del flujo angular no cambian al pasar de una región a otra. Finalmente, tras resolver el sistema algebraico resultante, una vez que las condiciones de vacío y de continuidad han sido aplicadas, los programas determinarán la solución para un conjunto de $m_{\max}+1$ abscisas sobre el intervalo $[0, a]$ que abarca las dos regiones, y graficarán los valores de los momentos de flujo en función de la posición x .

Como característica adicional, los programas P_3 y S_4 cuentan con una serie de comandos para graficar los valores de las secciones de dispersión y de la fuente externa en función del ángulo θ y del coseno de dicho ángulo, con el objetivo de ofrecer al usuario una herramienta para analizar la viabilidad de los valores asignados a dichas variables. En la Figura 1 se muestra un diagrama de flujo donde, y dada la similitud entre los códigos P_3 y S_4 (donde la principal diferencia yace en la estructura de las ecuaciones a resolver), se muestra el funcionamiento básico de los programas de ambos modelos.

4. RESULTADOS GENERADOS MEDIANTE LOS PROGRAMAS P_3 y S_4

Los resultados que se presentan a continuación, para el medio caracterizado por las condiciones establecidas previamente, han sido generados utilizando valores aleatorios de las respectivas secciones macroscópicas y de la fuente involucrada, los cuales se muestran en la Tabla I. Dichos resultados han sido obtenidos para tres diferentes escenarios: **(A)** fuente y dispersiones isotrópicas, **(B)** fuente anisotrópica y dispersiones isotrópicas, y **(C)** fuente y dispersiones anisotrópicas. El objetivo principal en la presentación de los datos generados ha sido proveer de una comparación directa entre el desempeño de las aproximaciones P_3 y S_4 en interfaces, en medios con distintos órdenes de anisotropía, y en la viabilidad en la aplicación de ambos modelos.

Los resultados obtenidos para el caso **(A)** se muestran en la Figura 2, donde los gráficos de la primera columna corresponden a la aproximación P_3 isotrópica, mientras que los gráficos de la segunda columna han sido generados mediante la aproximación S_4 isotrópica. La condición de isotropía, tanto para la fuente como para la naturaleza de las dispersiones, implica que la contribución de los términos S_ℓ y Σ_{s_ℓ} en los sistemas (8) y (9) se anula al ser $\ell > 0$. Por otra parte, la Figura 3 que aparece más adelante exhibe, en el mismo formato de la figura anterior, los resultados obtenidos mediante ambos modelos al considerar una fuente anisotrópica y dispersiones isotrópicas. En dicho escenario, solo la contribución de los términos Σ_{s_ℓ} con $\ell > 0$ es igual a cero. Finalmente, en la Figura 4 se presentan los gráficos correspondientes al caso con fuente y dispersiones anisotrópicas, lo que se traduce en que la aplicación de las aproximaciones P_3 y S_4 ocurre tal cual se muestra en los sistemas (8) y (9), respectivamente, donde los términos S_ℓ y Σ_{s_ℓ} con $\ell \geq 0$ son no nulos. Para finalizar, en la Figura 5 se muestran los valores de los flujos angulares

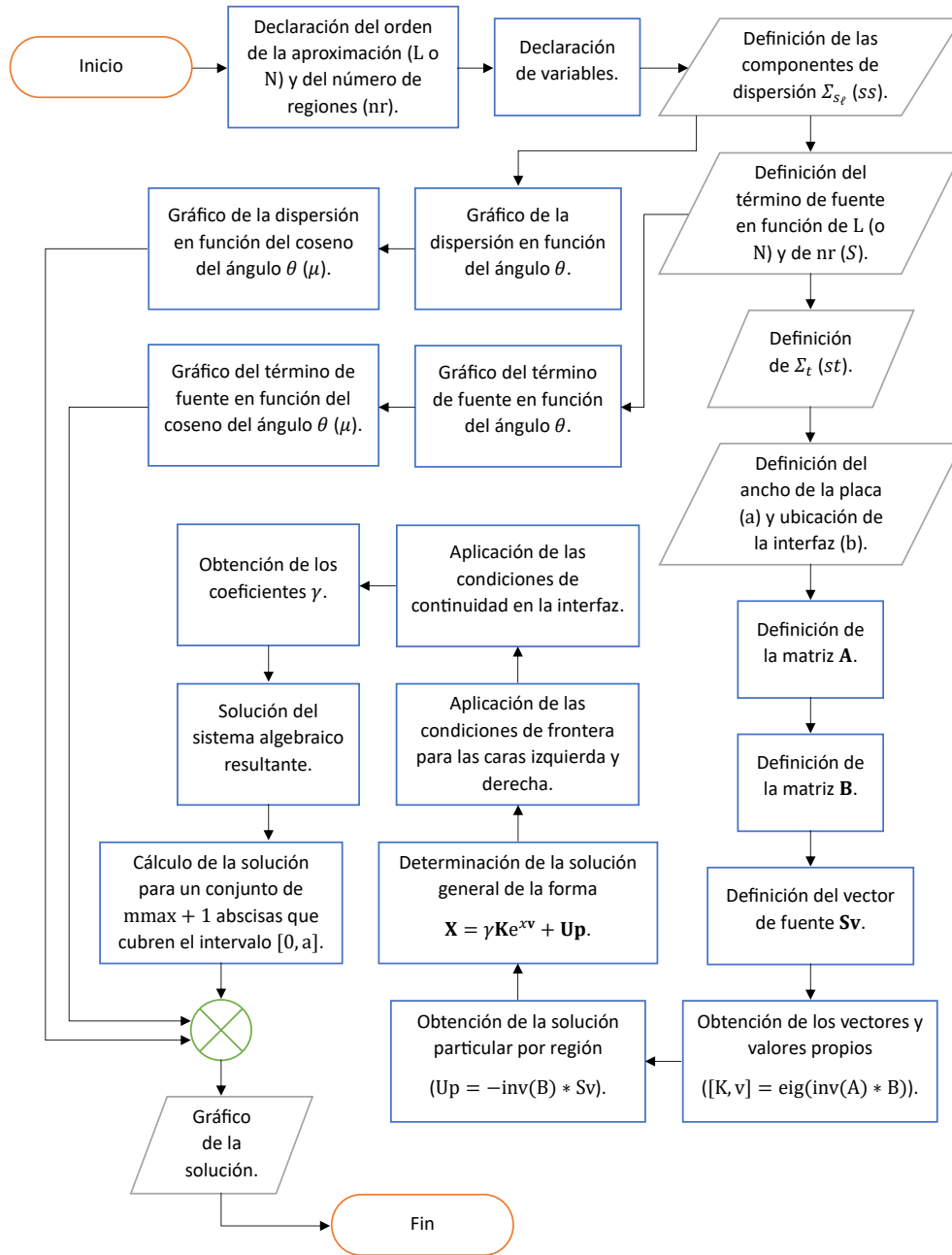


Figura 1: Diagrama de flujo de los programas P_3 y S_4

de neutrones obtenidos de la aproximación S_4 para los tres casos que ya se han descrito.

Tabla I: Constantes utilizadas en las aproximaciones P_3 y S_4

	Σ_t cm^{-1}	Σ_{s_0} cm^{-1}	Σ_{s_1} cm^{-1}	Σ_{s_2} cm^{-1}	Σ_{s_3} cm^{-1}	$S_0 (S_1)$ n/cm^3s	$S_1 (S_2)$ n/cm^3s	$S_2 (S_3)$ n/cm^3s	$S_3 (S_4)$ n/cm^3s
Escenario A: dispersiones y fuente isotrópicas									
Región 1	1.0	0.95	—	—	—	—	—	—	—
Región 2	1.0	0.85	—	—	—	—	—	—	—
Escenario B: dispersiones isotrópicas y fuente anisotrópica									
Región 1	1.0	0.95	—	—	—	1.0	0.1	0.01	0.001
Región 2	1.0	0.85	—	—	—	1.0	0.2	0.02	0.002
Escenario C: dispersiones y fuente anisotrópicas									
Región 1	1.0	0.95	0.05	0.01	0.001	1.0	0.1	0.01	0.001
Región 2	1.0	0.85	0.01	0.001	0.0001	1.0	0.2	0.02	0.002

5. CONCLUSIONES

En el presente trabajo, las aproximaciones P_3 y S_4 han sido implementadas en la resolución de un mismo escenario con la finalidad de realizar una comparación directa entre ambos métodos y proveer de una validación experimental al fundamento teórico que justifica a ambas aproximaciones. De acuerdo con este fundamento teórico, si bien ambos procedimientos permiten incorporar dispersiones anisotrópicas con relativa facilidad, la aproximación P_L (P_3 , para este caso) ofrece una alternativa más viable que la aproximación S_N (S_4 aquí) para este fin debido a que, al utilizar el Método de Ordenadas Discretas, debe llevarse a cabo la expansión del kernel de dispersión y de la fuente externa aunado a la discretización del flujo angular. En contraste, el Método de Armónicos Esféricos contempla la expansión del flujo, del kernel de dispersión y de la fuente involucrada bajo el mismo esquema por lo que, como puede verse en las ecuaciones (8) y (9), el número de términos en la aproximación P_3 es más reducido en comparación con la aproximación S_4 . Esto se ve reflejado directamente en el desempeño computacional de cada programa, donde la aproximación S_4 requiere de más tiempo (aproximadamente tres veces más) que la aproximación P_3 para resolver el mismo problema.

En lo que respecta al comportamiento de los momentos de flujo mostrado en las Figuras 2, 3 y 4, es evidente que la consideración de distintos órdenes de anisotropía tiene un impacto dado en la distribución de dichos momentos en función de la posición espacial. Si bien este impacto parece mínimo en algunos casos (tal como en la distribución de ϕ_3 para los tres escenarios indicados, y para ambas aproximaciones), es posible apreciar un cambio más pronunciado en la distribución de ϕ_0 y ϕ_2 , donde las curvas correspondientes experimentan un decremento en los valores calculados, particularmente para la aproximación P_3 y para la región 1 del medio.

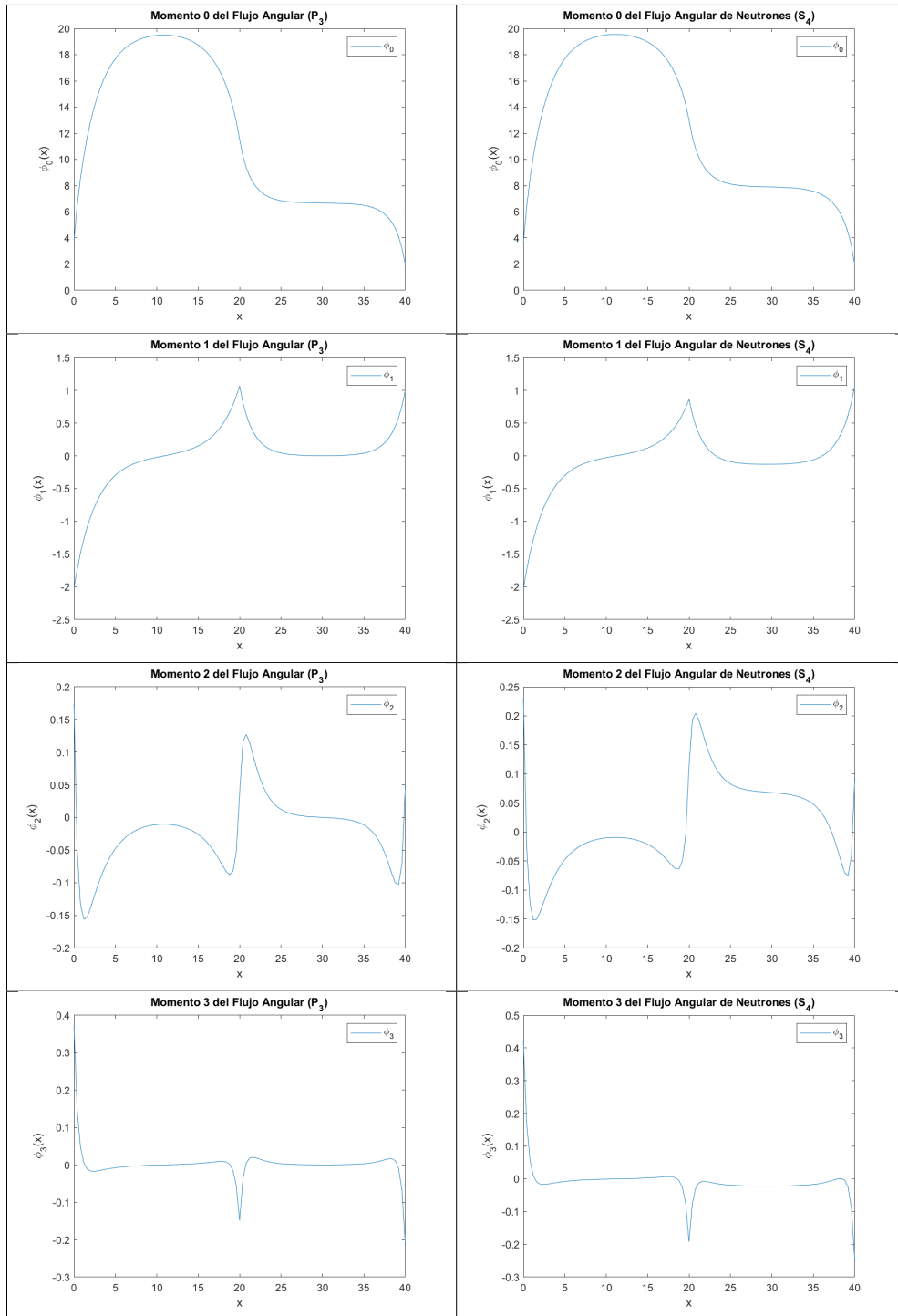


Figura 2: Comparación de los resultados obtenidos mediante las aproximaciones P_3 (izquierda) y S_4 (derecha) para el escenario con dispersiones y fuente isotrópicas

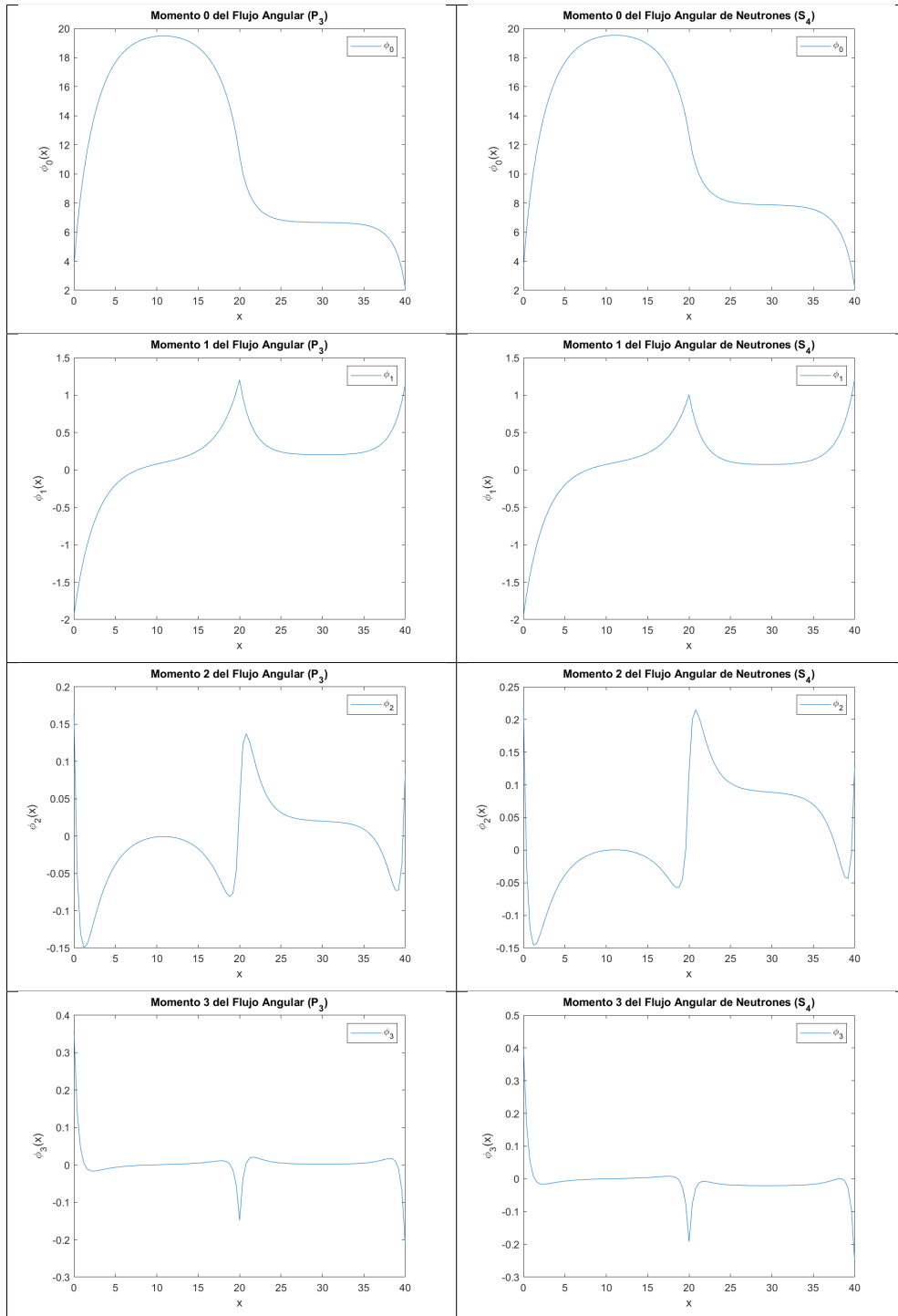


Figura 3: Comparación de los resultados obtenidos mediante las aproximaciones P_3 (izquierda) y S_4 (derecha) para el escenario con dispersiones isotrópicas y fuente anisotrópica

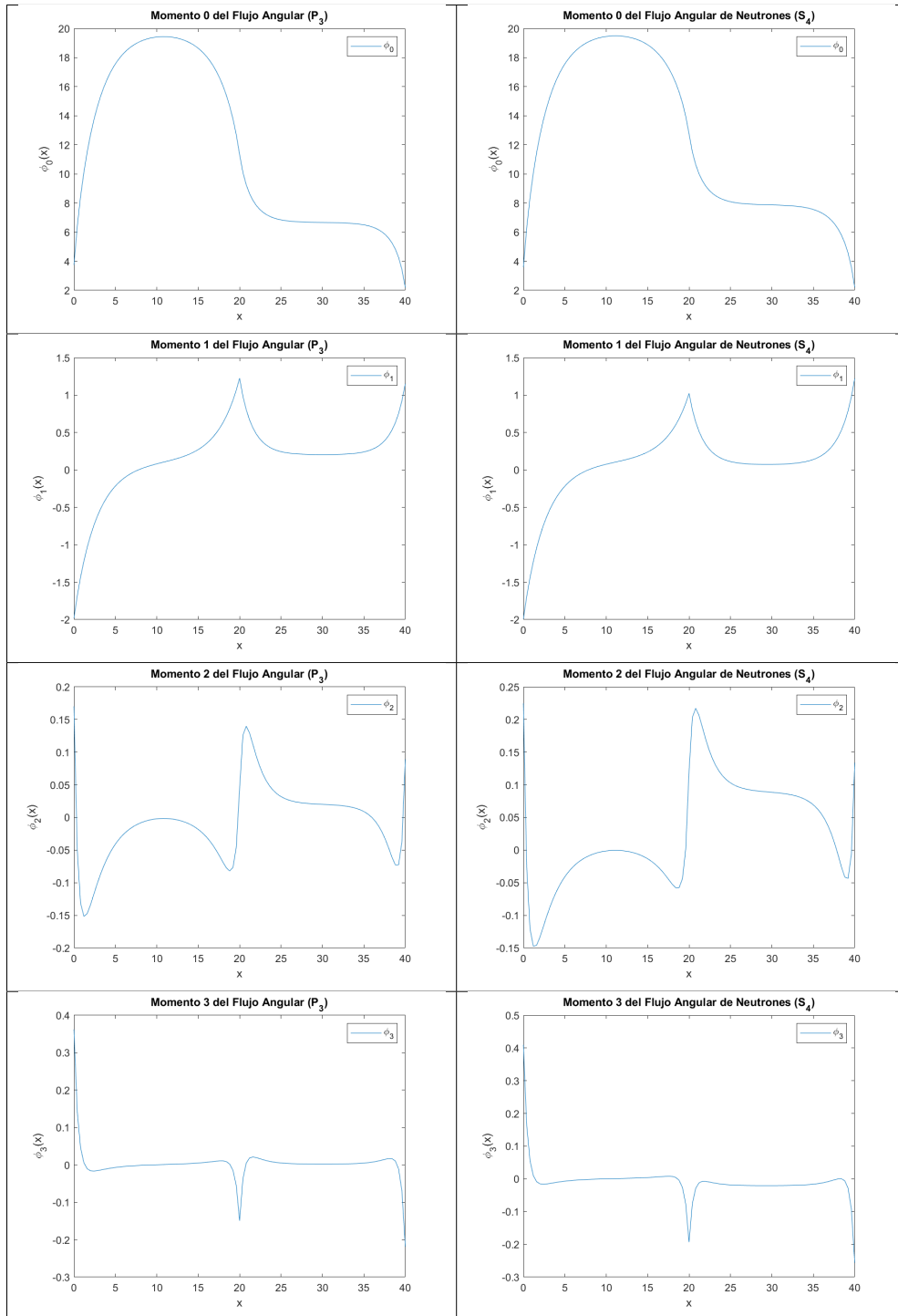


Figura 4: Comparación de los resultados obtenidos mediante las aproximaciones P_3 (izquierda) y S_4 (derecha) para el escenario con dispersiones y fuente anisotrópicas

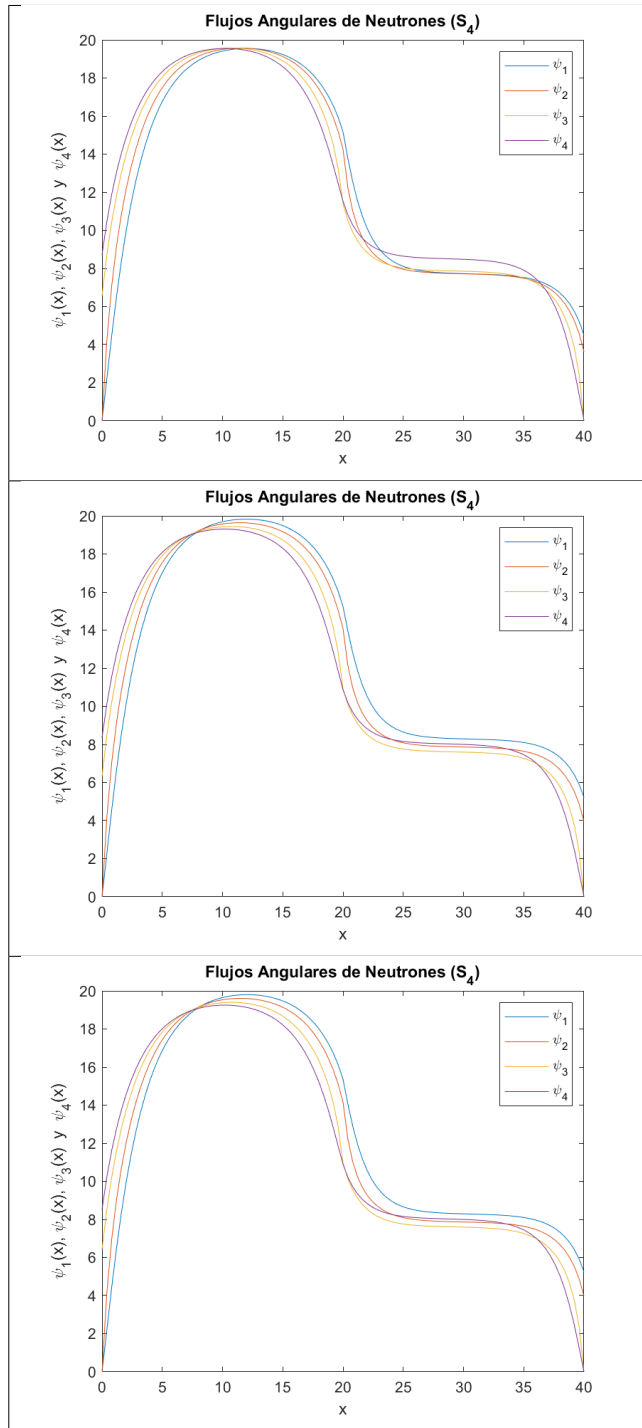


Figura 5: Comparación de los flujos angulares obtenidos mediante la aproximación S_4 para los escenarios con dispersiones y fuente isotrópicas (superior), dispersiones isotrópicas y fuente anisotrópica (central), y dispersiones y fuente anisotrópicas (inferior)

Para finalizar, la distribución de los flujos angulares que se presenta en la Figura 5 pareciera seguir, para ψ_1 , un comportamiento inverso a la distribución mostrada en las tres imágenes anteriores, donde la respectiva curva se pronuncia más sobre el resto conforme los órdenes de anisotropía involucrados aumentan. Por otra parte, sin embargo, la curva correspondiente a ψ_4 experimenta un decremento semejante al descrito previamente, mientras que los momentos ψ_2 y ψ_3 muestran un comportamiento más constante ante el cambio de anisotropía.

Para continuar con este trabajo, los autores proponen realizar pruebas adicionales con constantes de grupo generadas mediante códigos estocásticos (tal como el código SERPENT [22]) en escenarios que consideren más heterogeneidad, con la contribución característica de los medios multiplicativos, y con soluciones de referencia que permitan validar el impacto del llamado efecto rayo en la distribución de los momentos de flujo obtenidos mediante la aproximación S_4 .

AGRADECIMIENTOS

Los autores del presente trabajo agradecen el apoyo financiero del Proyecto Estratégico Nacional No. 212602 que forma parte del Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER-CONACYT. El primer autor agradece al CONACYT el apoyo económico ofrecido durante sus estudios de doctorado, y agradece también el apoyo y dedicación de los directores del presente proyecto.

REFERENCIAS

- [1] J. J. Duderstadt and L. J. Hamilton. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons, Inc., New York, NY, USA (1976).
- [2] B. G. Carlson. “Solution of the Transport Equation by S_n Approximations.” Technical Report LA-1891, Los Alamos Scientific Laboratory, Los Alamos, Nuevo México, NM, USA (1955).
- [3] M. Lahdour, T. E. Bardouni, M. Mohammed, and S. E. Ouahdani. “The discrete ordinate method for angular flux calculations in slab geometry.” *Heliyon*, **5** (2019).
- [4] A. Campos Muñoz, A. M. Gómez Torres, and E. del Valle Gallegos. “Módulo de Transporte Basado en Ordenadas Discretas para el código AZNHEX.” In *XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, 30 años de Nucleoelectricidad en México*, Primer Congreso Virtual (2020).
- [5] W. M. Stacey. *Nuclear Reactor Physics*. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim, Alemania (2007).
- [6] E. Del-Valle-Gallegos. *Métodos Nodales en Transporte y Difusión de Partículas*. Ph.D. thesis, Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas, Departamento de Física, Ciudad de México, México (1998).
- [7] T. Mazumdar and S. B. Degweker. “Solution of neutron transport equation by Method of Characteristics.” *Annals of Nuclear Energy*, **77**, pp. 522–535 (2015).
- [8] J. R. Askew. “A characteristics formulation of the neutron transport equation in complicated geometries.” (1972). Report AEEW-M, 1108.
- [9] S. G. Hong and N. Z. Cho. “CRX: a code for rectangular and hexagonal lattices based on the method of the characteristics.” *Annals of Nuclear Energy*, **25**(8), pp. 547–565 (1998).

- [10] R. Sanchez. “Prospects in deterministic three-dimensional whole-core transport calculations.” *Nuclear Engineering and Technology*, **44**(2), pp. 113–150 (2012).
- [11] Y. Li. *2 - Collision probability method*, pp. 35–42. Woodhead Publishing (2021).
- [12] Z. U. Koreshi. *6.4.1 - Collision probability method*, pp. 259–304. Academic Press (2022).
- [13] G. Doherty. *Applications of Collision Probabilities in Reactor Physics*. Ph.D. thesis, Wollongong University College, School of Mathematics, Northfields Ave Wollongong, NSW 2522 Australia (1972).
- [14] R. Sanchez. “Approximate Solutions of the Two-Dimensional Integral Transport Equation by Collision Probability Methods.” *Nuclear Science and Engineering*, **64**, pp. 384–404 (1977).
- [15] K. Talaat. “Development of a One Dimensional Sn Method Neutron Transport Solver.” NE 610 Project Report.
- [16] K. Deo, P. D. Krishnani, and R. S. Modak. “Development of One-Dimensional Neutron Transport Theory Code Based on Method of Characteristics.” BARC/2014/E/015.
- [17] J. J. Duderstadt and W. R. Martin. *Transport Theory*. John Wiley & Sons, Inc., New York, NY, USA (1979).
- [18] C. Liang-Zhi and W. Hong-Chu. “Spherical harmonics method for neutron transport equation based on unstructured-meshes.” *Nuclear Science and Techniques*, **15**(6) (2004).
- [19] S. P. Hamilton and T. M. Evans. “Efficient Solution of the Simplified P_N Equations.” *Journal of Computational Physics*, **284**, pp. 155–170 (2015).
- [20] B. Babcsány. “The SP_3 -method. Analytical and numerical approaches in one dimension.” (2018). Version 1.0. Reactor Physics Calculations. Budapest University of Technology and Economics. Institute of Nuclear Techniques. Budapest.
- [21] MathWorks. “MATLAB. Math, Graphics, Programming.” <https://www.mathworks.com/products/matlab.html> (2023).
- [22] J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. “The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013.” *Annals of Nuclear Energy*, **82**, pp. 142–150 (2015).

Optimización del patrón de recarga de combustible del reactor rápido Allegro enfriado por gas

Diego Dávila-López 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

diegoazul2006@hotmail.com, juan.luis.francois@gmail.com

Resumen

En este trabajo se estudia la optimización del patrón de recarga de combustible del reactor Allegro mediante una búsqueda local basada en la metaheurística *Path Relinking*. Se utilizan dos patrones base como punto de partida del proceso de optimización, teniendo en cuenta una distribución de los ensambles frescos diferente en cada caso. Además, se propone el algoritmo de búsqueda con saltos entre los ensambles frescos para hacer una búsqueda más global. La función objetivo considera maximizar el valor del factor de multiplicación k -efectivo al final del ciclo de equilibrio simulado, con penalización en caso de rebasar el factor de pico de potencia. Se realizaron simulaciones del núcleo con ERANOS para reducir los tiempos de ejecución. Los resultados obtenidos muestran que los ensambles de combustible fresco se acumulan hacia el centro del núcleo. Agregando restricciones de movimiento se evita esta centralización, aunque todavía hay posibles restricciones por hacer, los valores de la función objetivo están en el rango de valores reportados. Finalmente, se recomienda que el proceso de optimización se podría mejorar llevando a cabo una metaheurística híbrida con alguna otra técnica, como *Scatter Search*.

1. INTRODUCCIÓN

El reactor GFR2400 es un concepto de referencia en los reactores rápidos refrigerados por gas (GFR, por sus siglas en inglés), en específico al refrigerado por helio. El concepto es seleccionado por una de las propuestas del Foro Internacional Generación IV (GIF), cuyos objetivos a desarrollar son: sustentabilidad, economía, seguridad y confiabilidad, resistencia a la proliferación y protección física [1].

El reactor rápido refrigerado por helio contempla varias ventajas en su uso como refrigerante, tales como: químicamente inerte, no corrosivo, monofásico, mayor eficiencia térmica, baja moderación de neutrones, entre otros. El reactor experimental del GFR2400, llamado Allegro, se está desarrollando con el objetivo de evaluar la viabilidad de los GFR. El reactor en estudio, Allegro, fue analizado por Lima-Reinaldo [2], de donde se retoman las características del reactor a estudiar a continuación: el núcleo activo contempla 87 ensambles de combustible con una altura de 86 cm distribuidos en una matriz hexagonal, como se puede observar en la Figura 1.

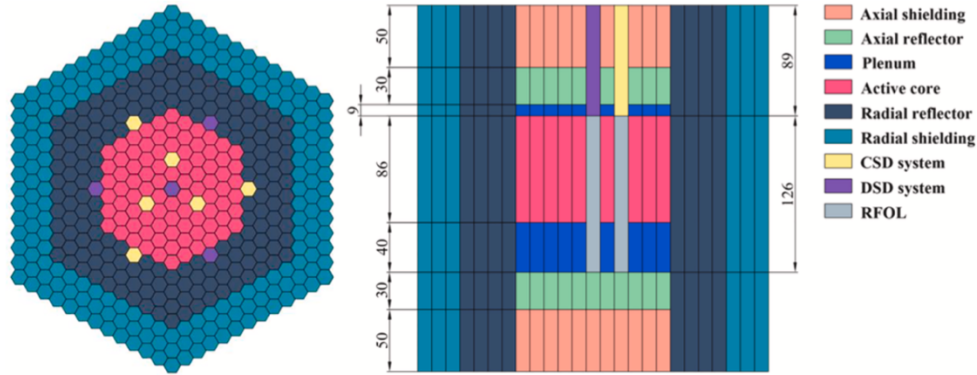


Figura 1 Sección transversal y la vista lateral del reactor del núcleo del reactor¹ [2]

El combustible que se utiliza en el reactor se describe en el trabajo de Perkó et al [1]. Con el fin de reducir el tiempo de cómputo de las simulaciones, en comparación con un código de Monte Carlo, se utilizó el código ERANOS 2.3 con las mismas características trabajadas en Lima-Reinaldo [2]. ERANOS (por sus siglas en inglés de **E**uropean **R**eactor **A**nalysis **O**ptimized **S**ystem) es un código determinista para el análisis neutrónico de reactores rápidos, que surge dentro de la Colaboración Europea sobre Reactores Rápidos (CERR), en respuesta a la necesidad de cálculos neutrónicos confiables de reactores rápidos y avanzados. ERANOS emplea diferentes bibliotecas de datos, códigos y procedimientos de cálculo, que han sido acumulados por la CERR en los últimos 20 años; el código completo cuenta aproximadamente con 250 funciones y 3,000 subrutinas [3,4].

El ciclo de equilibrio del reactor Allegro no ha sido estudiado por muchos autores, por lo que Lima-Reinaldo [2] asume la tarea de llevarlo a cabo. Para lograr esto, aplicaron una gestión de combustible en el núcleo a lo largo de varios ciclos de funcionamiento consecutivos. El objetivo era encontrar que diferentes características del reactor convergieran (el valor del factor de multiplicación k -efectivo, distribución de potencia, entre otros) y se mantuvieran constantes durante un período prolongado (11 ciclos consecutivos con un total de 365 días). Estos resultados sirvieron como base para los estudios posteriores, incluyendo el que se presenta en este trabajo.

El problema de optimización para el reactor Allegro se ha trabajado con diferentes técnicas metaheurísticas, entre ellas los algoritmos genéticos y la búsqueda tabú [2, 5]. El problema se concentra en encontrar la mejor distribución de 29 ensamblajes de combustible fresco, de un total de 87 en el núcleo, para alargar, al máximo, el ciclo de operación en equilibrio del reactor.

¹CSD- Control System Devices (Control Rods). DSD- Diverse System Devices (Safety Rods). RFOL- Rod Follower.

Por lo anterior, el objetivo del trabajo es aplicar una técnica de búsqueda local basada en la técnica metaheurística denominada *Path Relinking* (PR) [6] al diseño de la recarga de combustible en el reactor Allegro. A pesar de que existen diferentes metaheurísticas, cada una con sus ventajas respecto a otras, *Path Relinking* también ha sido usada en este tipo de problema de optimización combinatoria en el pasado, como el estudio realizado por Castillo et al [7], entre otros. Por lo tanto, consideramos pertinente implementar variaciones de esta técnica para abordar este problema de optimización.

Este trabajo está dividido en cuatro secciones. En la Sección 1 se encuentra la introducción al reactor Allegro. En la Sección 2 se explica la metodología que se aplicó en este proceso de optimización, el algoritmo de búsqueda aplicado, la función objetivo (FO) y el proceso de acoplamiento ERANOS-*Path Relinking*. En la Sección 3 se describen los resultados obtenidos y su evolución en cada una de las iteraciones aplicadas. Por último, en la Sección 4 se desarrollan las conclusiones inferidas con los resultados obtenidos.

2. METODOLOGÍA

Con el fin de encontrar un patrón de recarga que optimice el ciclo de operación del reactor, se han utilizado diferentes técnicas metaheurísticas para el problema de optimización combinatoria. Esto se debe a que, si no se utilizan estas técnicas, el número de combinaciones posibles de los ensambles en el núcleo requeriría tiempos computacionales excesivamente largos. De acuerdo con los diferentes resultados encontrados en la actualidad, diferentes metaheurísticas muestran resultados prometedores, se han ido modificado las metaheurísticas conocidas, empezando a aplicar dos metaheurísticas en un proceso de búsqueda.

Así, el problema a optimizar es la distribución de los ensambles de combustible fresco (29 ensambles), para encontrar el mejor valor de una función objetivo que se explicará más adelante. El código ERANOS trabaja con pares de coordenadas para definir la posición de cada ensamble en el núcleo del reactor, como se muestra en la Figura 2.

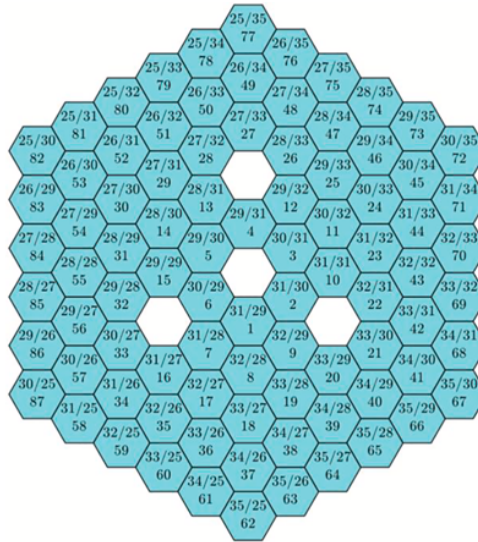


Figura 2 Etiquetado de ERANOS del núcleo de 87 ensamblajes

Por lo anterior, se contempla un vector de longitud 87 (número de ensamblajes totales), en donde cada elemento es una pareja de coordenadas que define la posición:

$$x = (X_{25,35}, X_{i,j}, \dots X_{35,25}) \quad \dots (1)$$

Donde:

x Patrón a analizar de longitud 87

$X_{i,j}$ Ensamble con posición (i, j) en el núcleo del reactor, sabemos que 29 ensamblajes corresponden a los ensamblajes frescos.

2.1. Algoritmo *Path Relinking*

En específico, el proceso de búsqueda se basa en *Path Relinking* [6-8] con algunas modificaciones. *Path Relinking* basa su proceso en la generación por rutas (combinaciones lineales) de una solución inicial. El camino entre soluciones producirá nuevos atributos a la solución inicial (optimización), por el cual se irá creando una ruta, lo que permitirá llegar a la mejor solución encontrada por este algoritmo, como se muestra en la Figura 3. Se seleccionan vecindades alrededor de x' , y se avanzando en encontrar los mejores atributos hasta llegar a x'' .

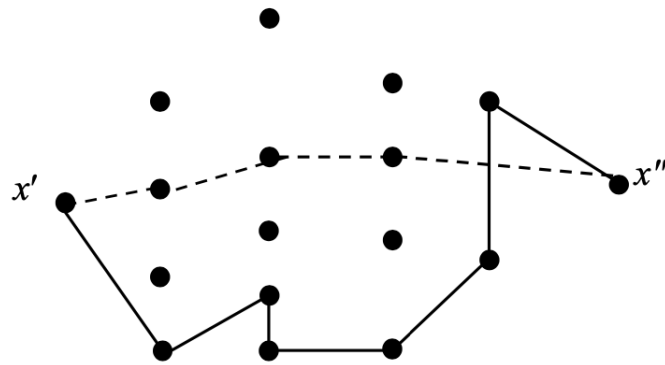


Figura 3 Path Relinking

A continuación, se define la vecindad local con la cual se trabajó y se planteó el algoritmo con el que se obtuvieron los resultados.

Vecindad de un ensamble.

La vecindad de un ensamble se define como aquellos ensambles que estén en contacto con él, como se observa en la Figura 4, los ensambles vecinos correspondientes al ensamble 8, son los cuatro etiquetados con las letras A-D en sentido horario.

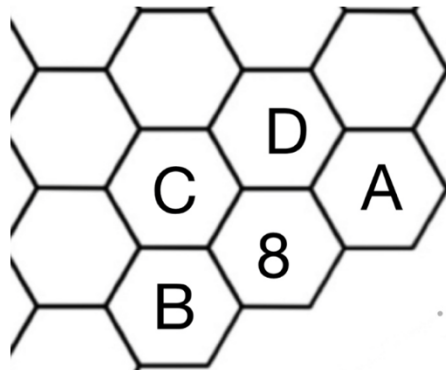


Figura 4 Ejemplo de vecindad

Así, para los 29 ensambles frescos correspondientes al núcleo del reactor Allegro, el número de vecinos correspondientes a un ensamble puede variar de 0-6 (6 para los ensambles de combustible fresco que no tengan contacto con otro igual, 0 cuando ya todos sus vecinos son combustible fresco). Con el objetivo de buscar una configuración inicial que haga que los patrones tengan la

mayor probabilidad de intercambio, se busca que los ensambles frescos no tengan contacto entre sí.

Así se contempla el siguiente algoritmo:

1. Establecer x_0
2. Evaluar la función objetivo

$$FO(x_0) = \begin{cases} k_{eff}(x_0) & \text{si } PPF(x_0) < 1.3 \\ k_{eff}(x_0) - w_p * \max(0, \Delta PPF(x_0)) & \text{si } PPF(x_0) > 1.3 \end{cases} \quad \dots (2)$$

x_0 Patrón inicial a evaluar

k_{eff} Factor efectivo de multiplicación de neutrones al final del ciclo

$\Delta PPF(x) = PPF(x) - PPF_{max}$ $PPF_{max} = 1.3$ $PPF(x)$ Factor pico de potencia.

3. Sea $X_{ij} \in EC \in S_0$ $i = [25,35]$ $j = [25,35]$ ((EC-ensambles de combustible fresco, S_0 - Patrón inicial)

$X_{i,j}$ intercambiar el ensamble con vecinos que estén en contacto con él (solo parejas ordenadas que definan una posición en el núcleo) /{(28,32),(30,30),(30,28),(32,30)}.

$$X_{i,j} \leftrightarrow \begin{cases} X_{i+1,j} \\ X_{i-1,j} \\ X_{i,j+1} \\ X_{i,j-1} \\ X_{i-1,j+1} \\ X_{i+1,j-1} \end{cases}$$

4. Cada intercambio genera un patrón de ensambles diferentes, sí y solo sí se cumple que:
Cada uno de los posibles intercambios se da que

$$X_{ab} \notin EC$$

Se generan: S_n – Familia de Patrones al intercambiar dicho ensamble $n = [1,6]$

$$A = \max(FO(S_n), FO(x_0)) \quad \dots (3)$$

5. Al obtener el máximo local para la vecindad de un ensamble, se procede con lo siguiente:

a. Si $A = x_0$

Sucede cuando las vecindades posibles no superan la optimización del patrón inicial, así se prosigue con el siguiente ensamble, es decir, $X_{y,w} \neq X_{i,j}$ desde el paso 3

b. Si $A \neq x_0$

Sucede cuando alguna de las vecindades supera la optimización del patrón inicial, en seguida se hace la modificación al patrón inicial donde se encontró la optimización, se prosigue con la búsqueda con el nuevo patrón x_0' .

Así, los ensambles se van uniendo en rutas óptimas encontradas y uniéndose a la anterior hasta finalizar con los 29 ensambles frescos. Aunque la búsqueda finalice, este algoritmo se puede volver a aplicar al patrón final resultante, ya que con cada iteración que se aplique los movimientos posibles irán disminuyendo.

En la Figura 5 se puede observar el proceso de búsqueda, en donde se muestra cómo se llevó la interacción de ERANOS con el algoritmo explicado anteriormente.

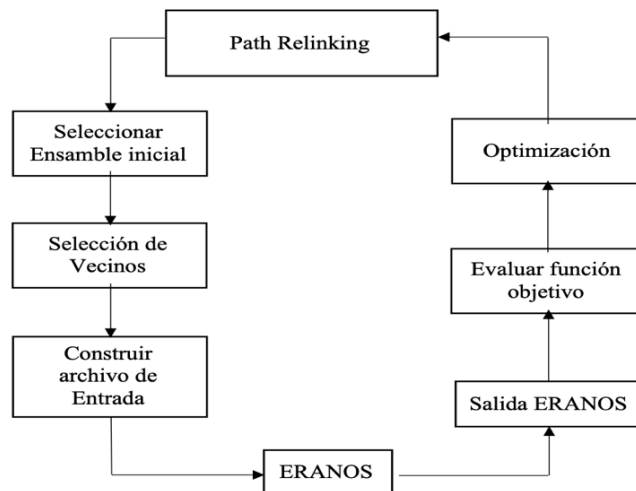


Figura 5 Diagrama de proceso de búsqueda y ERANOS

3. RESULTADOS

Los patrones iniciales son propuestos con los ensambles de combustible fresco sin contacto entre sí (de ser posible), esto se hace para que los ensambles tengan mayores probabilidades de intercambio en una vecindad local definida anteriormente. El primer patrón, denominado A, se puede observar en la siguiente figura (Figura 6):

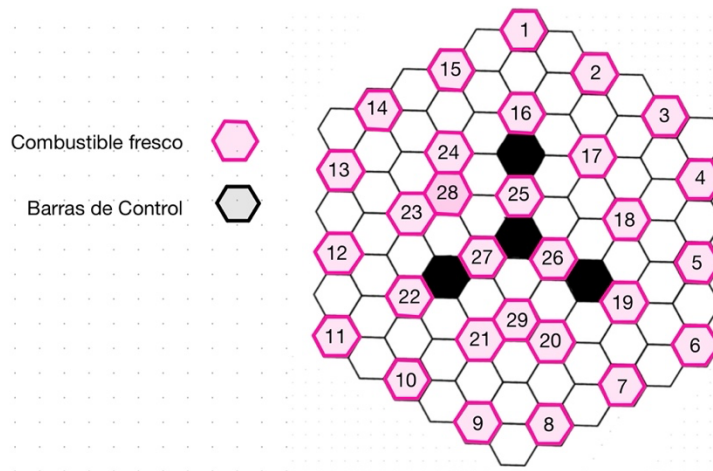


Figura 6 Patrón A

Evaluando la función objetivo para este patrón, después aplicando el algoritmo de búsqueda propuesto anteriormente, se puede observar en la Figura 7 la evolución de los valores de la función objetivo en dos casos: la primera vuelta donde se aplicó el algoritmo al Patrón A y la segunda vuelta, en la que se toma el patrón resultante de la primera vuelta, y se aplica nuevamente el algoritmo de búsqueda. En este primer caso el algoritmo corre de periferia a centro (P-C).

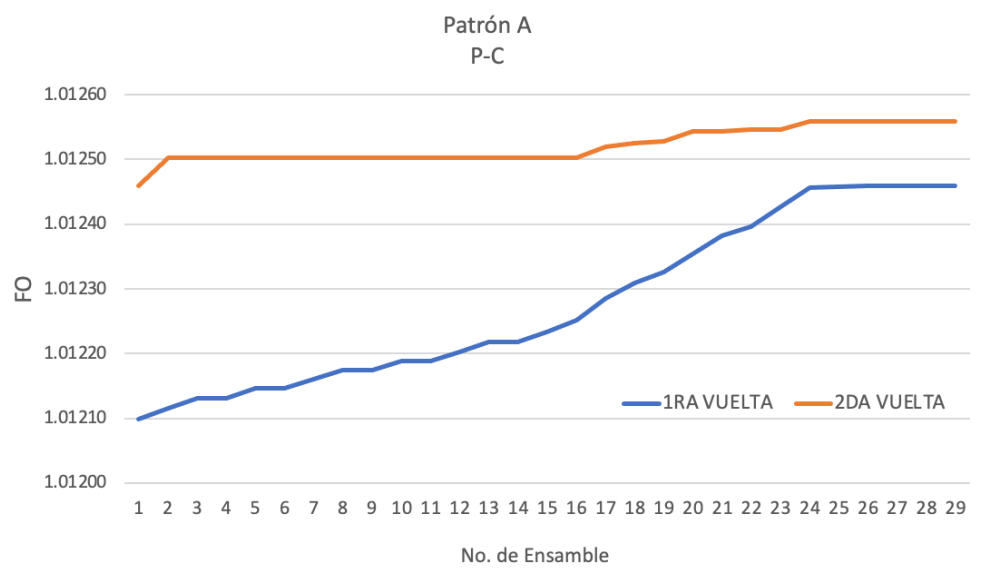


Figura 7 Evolución de FO en Patrón A

Se observa que la función objetivo (FO) tiende a crecer en la primera vuelta. Se muestra también que se presentan varios intercambios, esto es cuando la gráfica no permanece constante, significa que hay un cambio en el ensamble. En la segunda vuelta, el algoritmo presenta menos intercambios en los ensambles, que es lo que se esperaba. Se puede ver el patrón final en la Figura 8, haciendo una comparación con la Figura 6.

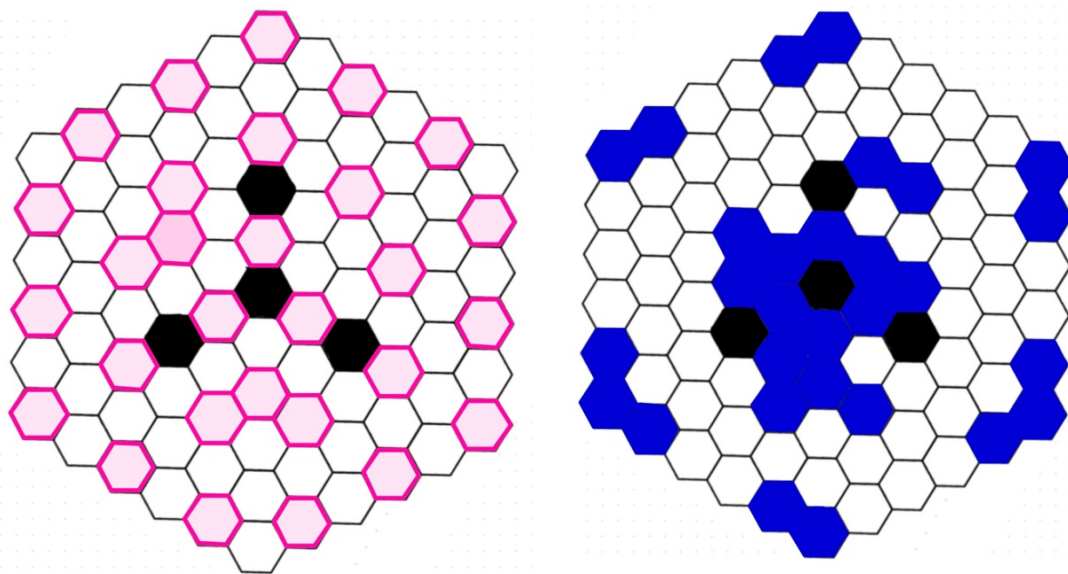


Figura 8 Patrón A Inicial vs Final

Como se puede observar en la Figura 8, el algoritmo de búsqueda tiene una tendencia a centralizar la mayoría de los ensambles de combustible fresco, dado que de esta manera se obtiene un mayor valor del factor de multiplicación k-efectivo, o sea, más energía del ciclo. El inconveniente de este acomodo es que tiende a incrementar el PPF, sin embargo, los resultados obtenidos muestran que este parámetro no pasa de 1.3. Al terminar la segunda vuelta se comparan los valores obtenidos para el patrón analizado (Tabla I). Se logran mejoras en la función objetivo después de dos iteraciones para los 29 ensambles. El límite del PPF no llega al valor máximo de 1.3

Tabla I Evolución de la función objetivo

Patrón A	FO	PPF
Inicial	1.01209	1.171
Final	1.01248	1.176

Al no tener restricciones en los movimientos posibles que un ensamble pueda realizar (no tener restricciones en el número de ensambles frescos de combustible en contacto entre sí), éstos tendrán tendencia a centralizarse.

Ahora, se define un patrón B, en el que se hace una distribución inicial de ensambles frescos mejor a la del patrón A, ya que los ensambles no tienen contacto entre sí, como se puede observar en la Figura 10. En este caso, los ensambles frescos se ubican del centro hacia la periferia (C-P). Con este patrón inicial se inició la búsqueda. La evolución de la función objetivo se presenta en la Figura 9 y en lado derecho de la Figura 10 el patrón final obtenido.

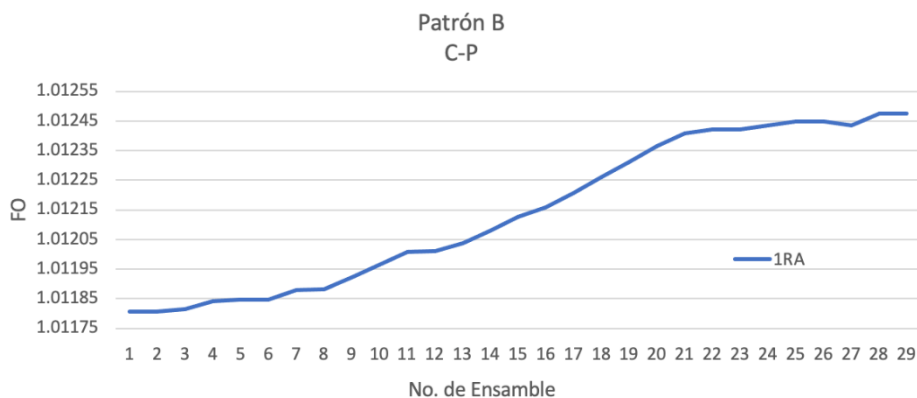


Figura 9 Evolución de FO en Patrón B

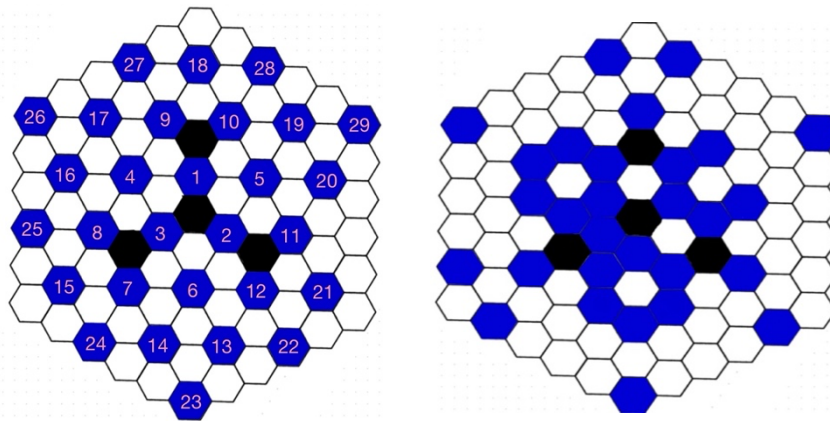


Figura 10 Patrón B Inicial vs Final

En este patrón se encontró la tendencia de centralizar los ensambles combustibles frescos desde la primera vuelta, por lo que se decidió poner la restricción de evitar tres ensambles frescos en contacto (cara a cara), descartándose a los posibles vecinos locales con los que se pudiera realizar un intercambio. Se continuó con esta restricción para los dos patrones estudiados, A y B. Como los resultados presentaron mejores valores de FO cuando el algoritmo avanza de P-C, las búsquedas posteriores son consideradas así.

Se consideraron los dos patrones iniciales A y B, previamente descritos en la Figura 6 y Figura 10. Se comparó la evolución de la función objetivo (FO) en dos casos: durante la primera y la segunda iteración de la aplicación del algoritmo.

En la Figura 11, se observa cómo para los primeros ensambles (que son los ensambles exteriores), el Patrón A presenta mejores valores de la función objetivo. A medida que el algoritmo avanza, para los ensambles interiores se encuentran mejores valores de la función objetivo en el Patrón B.

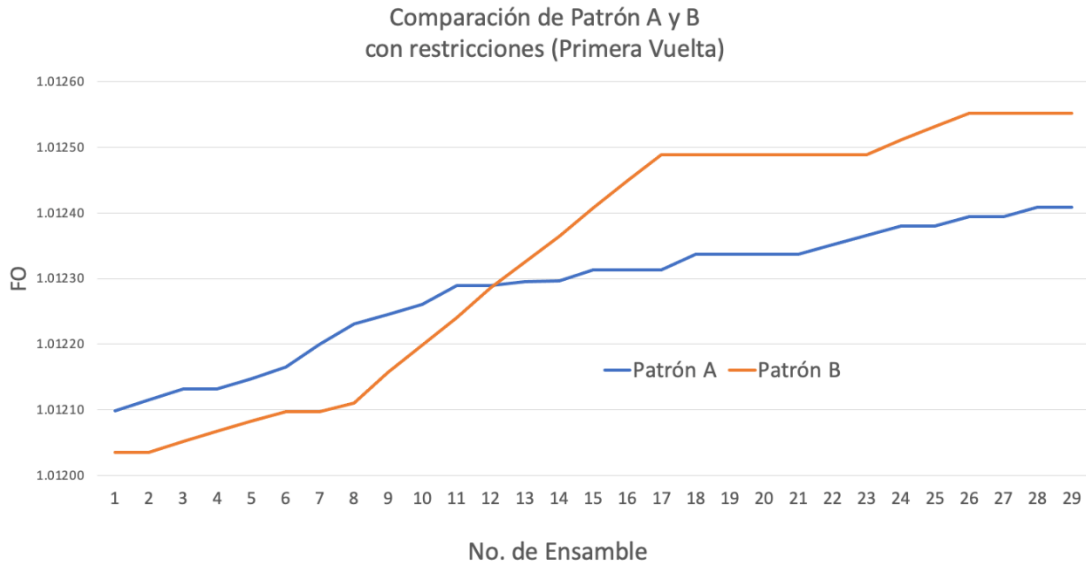


Figura 11 Evolución de FO Primera Vuelta

Una vez que la búsqueda finaliza en el último ensamble, se aplica nuevamente el algoritmo, obteniendo los resultados que se muestran en la Figura 12. Las gráficas muestran que los patrones finales de la primera vuelta presentan pocas modificaciones en la segunda vuelta (esto es evidente cuando la gráfica no es constante). El Patrón B muestra más posibilidades de intercambio, lo que se traduce en mejores resultados en la optimización de la función objetivo.

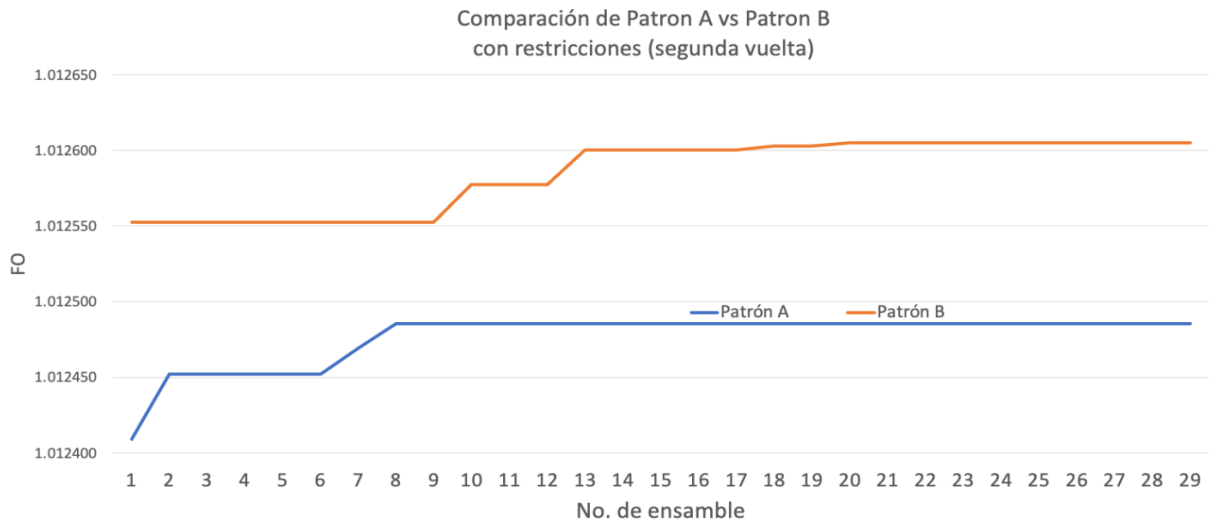


Figura 12 Evolución de la función objetivo (FO). Segunda Vuelta

En la Figura 13 se pueden observar los patrones finales para cada patrón inicial.

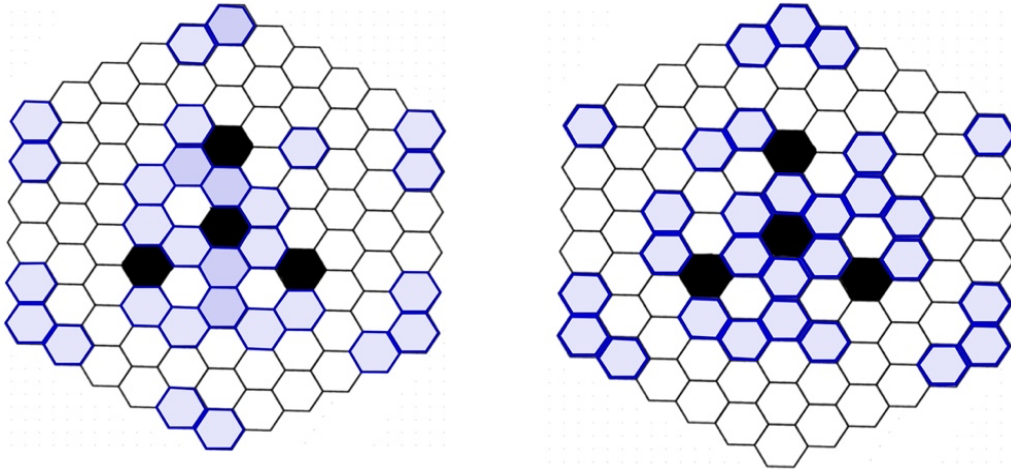


Figura 13 Patrón A Final vs Patrón B Final

En la Tabla II se muestran los valores de la función objetivo (FO) y los valores del PPF para los patrones A y B

Tabla II Valores de la Función Objetivo (FO) y del factor PPF para los patrones analizados

Patrón	FO	PPF
Patrón A	1.01247	1.176
Patrón B	1.01255	1.176
Patrón A R*	1.01248	1.176
Patrón B R*	1.01260	1.175

*R: con restricción.

Al colocar restricciones a la función objetivo, el algoritmo se desarrolla mejor, aunque sigue teniendo problemas de centralización. Se pueden mejorar los resultados al seguir colocando estas restricciones a los vecinos posibles, como sucede en otras búsquedas metaheurísticas, como en la búsqueda tabú, en lo que se conoce como movimientos prohibidos.

Por último, se compararon los valores obtenidos hasta este punto de la investigación con los reportados por Lima-Reinaldo [2], como se puede observar en la Tabla III. Los valores reportados son obtenidos mediante dos diferentes técnicas metaheurísticas, *Algoritmos Genéticos* (AG) con dos diferentes tipos de cruce y por *Búsqueda Tabú* (BT).

Tabla III Valores de la Función Objetivo (FO) y del factor PPF para diferentes metaheurísticas

Metaheurística	FO	PPF
AG-1	1.01211	1.175
AG-2	1.01199	1.175
BT	1.01307	1.186
Búsqueda Local- PR	1.01260	1.175

Como se observa en la tabla, con Búsqueda Local-Path Relinking se obtienen mejores resultados que con Algoritmos Genéticos (AG), con respecto a Búsqueda Tabú los resultados todavía están por debajo; *Path Relinking* está mostrando buenos resultados al considerar únicamente una restricción. Sin embargo, estos resultados podrían mejorar al imponer restricciones más efectivas a los vecinos, como, por ejemplo, asegurar que los ensambles de combustible fresco no tengan contacto entre sí para más de dos ensambles. Esto evitará la centralización y permitirá una mejor distribución de potencia.

Además, los resultados sugieren que el proceso de optimización podría mejorarse implementando una metaheurística híbrida que combine *Path Relinking* con otra técnica, como *Scatter Search*. Esto podría proporcionar una mayor diversidad en la exploración del espacio de soluciones y potencialmente mejorar aún más los resultados obtenidos.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se implementó una técnica de búsqueda local basada en la metaheurística *Path Relinking* para optimizar el patrón de recarga de combustible del reactor rápido Allegro. Se utilizó el código de simulación ERANOS por el ahorro tiempo computacional en comparación con un código de Monte Carlo. A medida que se obtuvieron resultados, se incorporaron restricciones de movimientos para evitar la centralización de los ensambles de combustible fresco y buscar un patrón que lograra una mejor distribución de la potencia. Se construyeron dos patrones iniciales, y al finalizar la búsqueda aplicada a ambos, los patrones finales presentaron valores similares en la función objetivo, además de que se encontraron similitudes en la posición final de algunos ensambles frescos. Aunque la función objetivo no es lo suficientemente compleja para considerar el comportamiento de diferentes variables, como límites térmicos y exceso de reactividad, entre otros, se pudo observar cómo el algoritmo propuesto se desarrolló adecuadamente en este tipo de problema de combinatoria. Como trabajo futuro, se tiene previsto implementar una forma híbrida con la técnica metaheurística denominada *Scatter Search*, con el objetivo de evitar la acumulación de ensambles frescos hacia el centro del núcleo. Además, se incluirá en la función objetivo un término asociado a la máxima generación de calor lineal y al exceso de reactividad al inicio del ciclo, para considerar de manera más completa el comportamiento del reactor Allegro en sus condiciones operativas.

AGRADECIMIENTOS

Al CONAHCYT por la beca otorgada a Diego Dávila-López para la investigación doctoral, además a la Universidad Nacional Autónoma de México por el apoyo a través del proyecto de investigación *Reactores nucleares y ciclos de combustible nuclear*.

REFERENCIAS

1. Perkó Z., et al., “Core neutronics characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor”, *Prog Nucl Energy*, **83**, p. 460–481 (2015).
2. Lima-Reinaldo Y., “Fuel Loading pattern optimization in the Allegro Gas-Cooled Fast Reactor Through Metaheuristics”, Tesis de Doctorado en Ingeniería, UNAM (2023).
3. Nuclear Energy Agency. NEA-1683 ERANOS 2.3N, [Internet], “ERANOS 2.3N, Modular code and data system for fast reactor neutronics analyses” (2019). Available from: <https://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1683>
4. Ruggieri J.M., Tommasi J., Lebrat J.F., Suteau C., Plisson-Rieunier D., De Saint Jean C., Rimpault, G., Sublet, J.C., "ERANOS 2.1: International code system for GEN IV fast reactor analysis", *Proc 2006 Int Congr Adv Nucl Power Plants, ICAPP'06*, p. 2432–2439 (2006).
5. Lima-Reinaldo Y., François J.L., “Fuel loading pattern optimization of ALLEGRO fast reactor using genetic algorithms”, *Ann Nucl Energy*, **180**, 109451 (2023).
6. Glover F., Laguna M., “Fundamentals of Scatter Search and Path Relinking”, *Control Cybernetics*, **29(3)**, p. 653-684 (2000).
7. Castillo A., Ortiz-Servin J.J., Perusquía R., Silvestre Y.C., “Fuel lattice design with Path Relinking in BWR’s”, *Prog Nucl Energy*, **53(4)**, p. 368–374 (2011).
8. Mauricio G.C. Resende, Celso C. Ribeiro, Fred Glover and Rafael Martín, *Handbook of Metaheuristic, Chapter 4, Scatter Search and Path-Relinking: Fundamentals, Advances, and Applications*, Springer New York, NY, U.S.A (2010).

Gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor nuclear BWRX-300

Arturo Jiménez-Facio 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
arturojimf06@gmail.com; jlfl@fi-b.unam.mx

Resumen

El reactor nuclear BWRX-300 representa la décima generación de reactores de agua en ebullición (BWR) desarrollados por *General Electric* (GE). Es capaz de generar 300 MWe, y utiliza sistemas de seguridad pasivos impulsados por fenómenos naturales. GE asegura que es posible lograr un periodo entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor funcionará a plena carga. El objetivo de este estudio es realizar análisis de gestión de combustible dentro del núcleo para confirmar la viabilidad de alcanzar ese objetivo, considerando que este tipo de reactor utiliza uranio de bajo enriquecimiento. Con ayuda del código CASMO-4, y cálculos de física de reactores, basados en el Modelo de Reactividad Lineal, se desarrolló un diagrama de utilización de combustible, como primera aproximación para determinar el enriquecimiento promedio en U-235 del combustible, la fracción del lote de recarga y su quemado de descarga para un ciclo de equilibrio. Después, con el código Serpent se simularon ciclos de transición del núcleo del BWRX-300 con sus 240 ensamblajes de combustible tipo GNF2, para encontrar el enriquecimiento promedio de la recarga que cumpliera con el ciclo operativo de equilibrio de 24 meses. También, se estimó la concentración de gadolinia en el combustible necesaria para reducir el exceso de reactividad al inicio del ciclo sin crear picos de potencia prohibitivos, y obteniendo una distribución de potencia balanceada en el núcleo. De la misma manera, se modelaron las barras de control, con lo que se determinó que el diseño de recarga cumpliera con el criterio del margen de apagado. Por último, se calcularon los coeficientes de reactividad por temperatura del combustible y por vacíos, verificando que fueran negativos. Dado que el alcance de este estudio pretende un análisis completo de la administración de combustible, también se obtuvo el costo nivelado del ciclo de combustible nuclear, considerando un ciclo abierto.

1. INTRODUCCIÓN

El 12 de diciembre de 2015, en la Conferencia de las Naciones Unidas sobre el Cambio Climático (COP21) de París, celebraron la aprobación del Acuerdo de París. Este acuerdo tiene como objetivo limitar el calentamiento mundial a 1.5°C en comparación con los niveles preindustriales [1]. El uso de energías renovables, tales como solar y eólica, para generar electricidad, son de extrema importancia para alcanzar este objetivo. Sin embargo, el uso de la energía nuclear tiene la capacidad de proveer energía eléctrica continua, estable y confiable a países en vías de desarrollo, así como de contribuir a aumentar sus estándares de vida [2].

En septiembre de 2019, durante la *International Conference of Climate Change and the Role of Nuclear Power*, se reveló que una cantidad sustancial de los Estados Miembros han estado considerando seriamente el uso de los reactores modulares pequeños (SMRs) como una opción potencial para contribuir a la mitigación del cambio climático [3].

Los SMRs tienen la capacidad de satisfacer la necesidad de una generación de electricidad flexible para una variedad amplia de usuarios y aplicaciones, así como para sustituir las rezagadas centrales eléctricas alimentadas por combustibles fósiles. Estos reactores poseen características de ingeniería avanzadas, tienen costos de capital más asequibles y son adecuados para la cogeneración y aplicaciones no eléctricas. También, ofrecen opciones para regiones remotas con infraestructura menos desarrollada. Estos reactores producen hasta 300 MWe por módulo, por lo que se pueden desplegar como centrales de uno o varios módulos. Actualmente, existen cuatro SMRs en etapas avanzadas de construcción, y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) está coordinando esfuerzos con sus Estados Miembros para desarrollar SMRs de distintos tipos, adoptando un enfoque sistemático para el reconocimiento y el desarrollo de tecnologías clave, con la finalidad de lograr que estos reactores sean competitivos y que su comportamiento sea confiable [3].

Los diseños y tamaños de los SMRs hacen que sean una opción razonable para su uso parcial, o total, en aplicaciones no eléctricas cercanas a los centros de demanda, como proveer calor para construcciones, o para procesos industriales, desalinización del agua de mar y producción de hidrógeno. El suministro de calor de proceso, mediante cogeneración, resulta en una mejora significativa de la eficiencia térmica lo que, a su vez, lleva a una mejora en tiempo de retorno de inversión [4].

Con base en lo anterior, en este trabajo, mediante cálculos de administración de combustible, se propondrá y analizará un ciclo de equilibrio del BWRX-300, se obtendrá el enriquecimiento promedio del lote de recarga de combustible y se diseñará un patrón de recarga capaz de brindar un periodo entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor funcionará a plena carga. Se analizará el comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones (k_{eff}), el exceso de reactividad al inicio del ciclo, el factor pico de potencia radial (RPF), el margen de apagado, los coeficientes de reactividad y, por último, se realizarán los cálculos económicos del costo nivelado del ciclo de combustible nuclear (LNFCC, por sus siglas en inglés) para un ciclo abierto. Para llevar a cabo este estudio, nos apoyaremos del código Monte Carlo Serpent [5] y la biblioteca de secciones eficaces JEFF-3.2.

2. EL REACTOR BWRX-300

El reactor BWRX-300 es la décima generación de reactores BWR de la compañía Hitachi General Electric (GEH) y su diseño más innovador. El BWRX-300 es un reactor de 300 MWe, enfriado con agua ligera, de circulación natural, que utiliza sistemas de seguridad pasivos.

El BWRX-300 es una evolución del *Economic Simplified Boiling Water Reactor* (ESBWR). Está diseñado para proveer energía limpia y que sea competitiva económicamente respecto a las centrales eléctricas que funcionan con gas. Sus aplicaciones objetivo incluyen la generación de electricidad de carga base, generación eléctrica de seguimiento de carga del 50 al 100% de su

potencia y la calefacción urbana. Es un reactor de Generación III+, cuyas características principales se muestran en la Tabla I [6].

Tabla I. Características del reactor BWRX-300

Parámetro	
Potencia [MWt/MWe]	870/265
Refrigerante	H ₂ O
Presión del refrigerante [MPa]	7.2
Temperatura de entrada al núcleo [°C]	270
Temperatura de salida del núcleo [°C]	287
Material combustible	UO ₂
Encamisado del combustible	Zircaloy-2
Material de la vasija del reactor	SA508

El BWRX-300 aprovecha las principales características del ciclo de potencia de las centrales nucleares que han estado o están actualmente en operación. La innovación clave de este reactor es eliminar los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA) por rotura grande. Esta innovación permite sistemas de seguridad pasivos más simples y una construcción del reactor más compacta, comparada con diseños previos de reactores de agua ligera (LWR). El BWRX-300 ocupa aproximadamente el 10% del tamaño y complejidad de un reactor nuclear a gran escala [7].

Es importante resaltar que el BWRX-300 también conserva muchos de los sistemas de seguridad activos de sus antecesores. Del mismo modo, todos los sistemas de seguridad están diseñados de manera que las acciones de los operadores no sean necesarias para mantener la seguridad en condiciones estables, en relación con el accidente base de diseño [8].

2.1 Configuración del Núcleo del BWRX-300

El núcleo del BWRX-300 está dispuesto como un cilindro vertical cuyos elementos combustibles están localizados dentro de la envolvente del núcleo. El refrigerante fluye de manera ascendente a través del núcleo. En su núcleo, este reactor aloja los ensambles de combustible, las barras de control, así como la instrumentación. Los diseños de las barras de control y los ensambles de combustible son prácticamente los mismo a los usados actualmente en casi todas las centrales nucleares con reactores de GE, salvo sus contadas excepciones [6].

El BWRX-300 utiliza una configuración de 240 ensambles de combustible. El diseño del núcleo incluye los ensambles de combustible tipo GNF2 por su baja resistencia hidráulica, lo que resulta benéfico para la circulación natural, también ofrecen la última tecnología de resistencia a la corrosión y a los escombros (*debris*), aumentan el rendimiento y reducen los costos de combustible [8]. Además, se ha seleccionado una configuración que considera igual espacio de distanciamiento entre las zonas con barras de control y las zonas sin barras de control, de este modo se consigue un mejor margen de apagado. La altura activa del núcleo es de 3.8 m, el diámetro interno de la vasija a presión del reactor (RPV) es de 4 m, con un espesor de 136 mm y una altura de 27 m, desde el

fondo interno hasta la cima interna. La altura relativamente alta de la vasija permite la circulación natural que produce un flujo abundante de refrigerante. En la Figura 1 se presenta la sección transversal del núcleo del reactor BWRX-300.

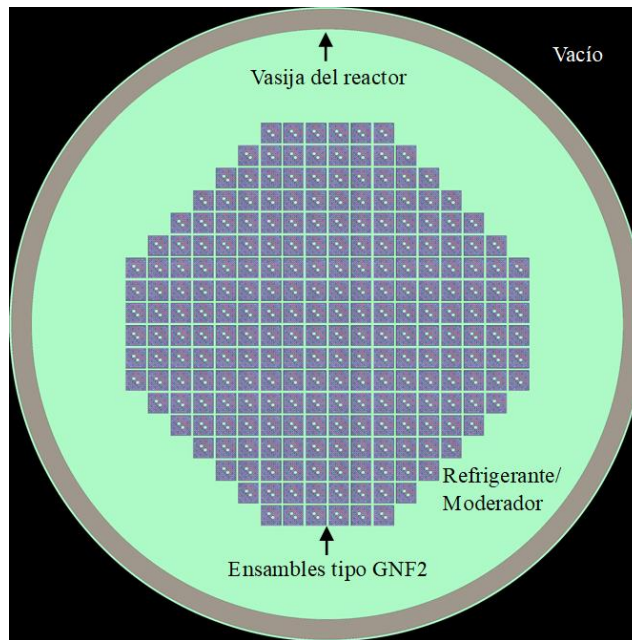


Figura 1. Vista transversal del núcleo del BWRX-300 (modelo de Serpent)

El diseño del combustible GNF2 (Figura 2) incluye un arreglo de 10x10, con 78 barras de combustible de longitud completa, 14 barras de combustible de longitud parcial y dos grandes barras centrales de agua. Los parámetros geométricos del GNF2 y del reactor BWRX-300 se muestran en la Tabla II.

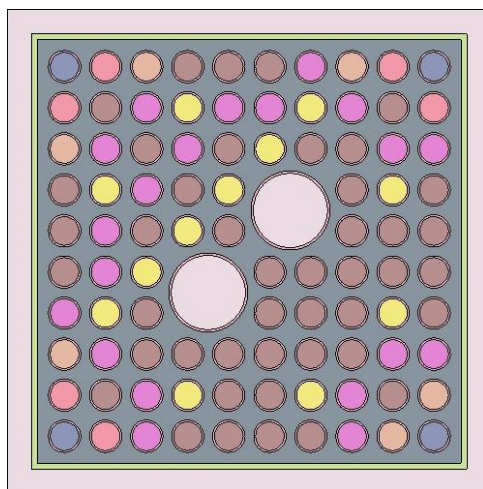


Figura 2. Ensamble tipo GNF2 (modelo de Serpent)

Tabla II. Parámetros geométricos del núcleo

<i>Parámetro</i>	<i>Valor [cm]</i>
Radio de la pastilla combustible	0.45
Radio de la pastilla combustible con encamisado	0.51
Radio de la barra de agua	1.1684
Radio de la barra de agua con encamisado	1.2446
Paso de la barra	1.2954
Espesor de la mitad de la brecha de agua	0.75184
Radio exterior del <i>box</i> en las esquinas redondeadas	1.3081
Espesor de la pared del <i>box</i> en las esquinas	0.254
Espesor de la pared del <i>box</i>	3.302
Radio externo de la RPV	200
Espesor de la RPV	0.136
Altura activa del núcleo	380

3. MODELO DEL NÚCLEO DEL NÚCLEO DEL BWRX-300

En esta sección se describirá el proceso desarrollado para modelar el núcleo del BWRX-300, empezando con la primera aproximación del enriquecimiento requerido para cumplir con un periodo entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor trabajará a plena carga. Por último, se presentará la metodología utilizada para la simulación del núcleo.

3.1 Diagrama de utilización de combustible

Como primer paso de la gestión de combustible en el núcleo del reactor se deben considerar cuatro parámetros importantes: La longitud del ciclo operativo L expresada en días efectivos a plena potencia (EFPD), que es el periodo de tiempo entre cada recarga; el número de lotes de combustible a recargar n que, si se expresa como $1/n$, representa la fracción del núcleo que será recargada cada ciclo operativo; el enriquecimiento promedio de U-235 del lote de combustible e ; y el quemado promedio de descarga B_d .

Con la información recopilada y confirmada en varios documentos del OIEA [6, 7, 8 y 9], se trabajan los datos correspondientes al BWRX-300 para calcular el B_d y, con la ayuda del software CASMO-4 [10] se ejecutan simulaciones de quemado de ensambles combustibles tipo GNF2 con diferentes enriquecimientos promedio e . Recopilando los datos obtenidos con CASMO-4 y, después de algunos cálculos básicos de física de reactores, basados en el Modelo de Reactividad Lineal [11], considerando una fracción de vacíos promedio en el núcleo de 40%, se genera el diagrama de utilización de combustible que se muestra en la Figura 3.

En el diagrama de utilización de combustible encontraremos que el eje de las ordenadas al origen cuantifica los diferentes enriquecimientos promedio, mientras que el eje de las abscisas muestra la longitud del ciclo operativo. Hay varias curvas trazadas en este diagrama, aquellas con la pendiente

más pronunciada expresan n , mientras más grande n , más alto es e . Es decir, dada una longitud del ciclo operativo L constante, el enriquecimiento promedio e para cumplir con el supuesto ciclo será más alto mientras mayor sea el número de lotes de combustible a recargar n . Encontramos también en este diagrama una serie de curvas paralelas que representan el parámetro B_d , análogamente a las curvas n , los valores de estas curvas son más elevados con respecto a e mientras más alto el quemado promedio de descarga B_d .

Obtenemos la primera aproximación al enriquecimiento promedio de este estudio analizando los valores de la Tabla III, en el diagrama de utilización de combustible.

Tabla III. Parámetros del BWRX-300 para el diagrama de utilización de combustible

Parámetro	Valor
B_d [GWd/t]	58.31
L-EFPD [días]	730

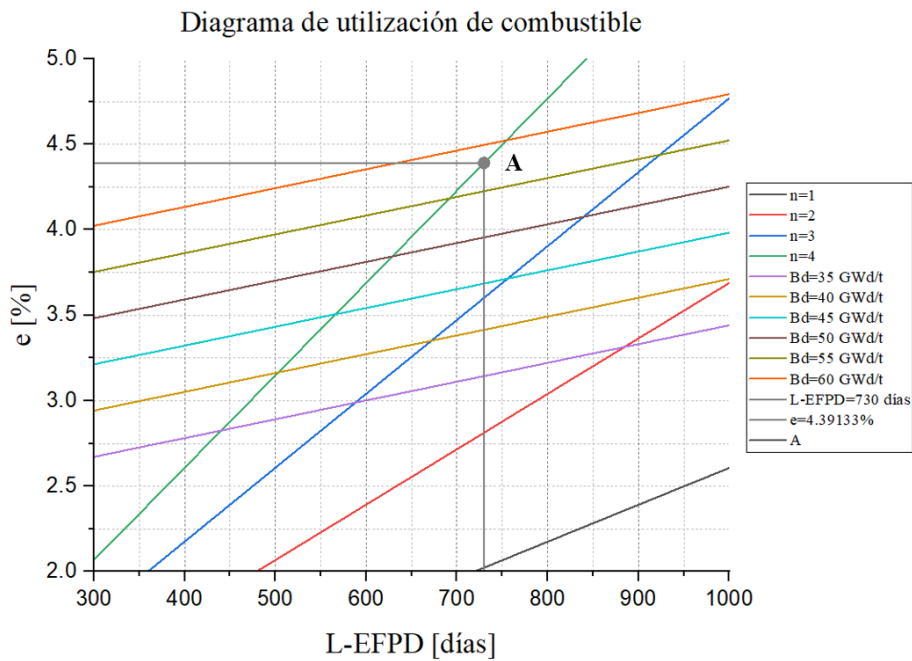


Figura 3. Diagrama de utilización de combustible.

Considerando los valores de la Tabla III, se traza una línea vertical en $L=730$ días, se ve que la curva $n=4$ es la que más se aproxima a $B_d=60$ GWd/t, sin llegar a tocarla (punto A). No obstante, este valor es útil puesto que el quemado de descarga del reactor es 58.31 GWd/t, por lo que la primera aproximación, según el diagrama de utilización de combustible de la Figura 3, es un enriquecimiento promedio de 4.39% en peso (al trazar una línea horizontal desde el punto A), con un número de lotes de combustible a recargar de 4.

3.2 Creación del Modelo del núcleo

Una vez obtenida una primera aproximación al enriquecimiento promedio del combustible de recarga, se procede al modelado del núcleo con Serpent - un código Monte Carlo de energía continua de los neutrones para cálculos de física de reactores con quemado [5].

Algunos datos importantes para introducir en Serpent, además de la geometría explicada anteriormente, son las densidades de los materiales del núcleo [9], algunas de ellas se presentan en la Tabla IV. Cabe hacer notar que el núcleo se modeló axialmente homogéneo con un porcentaje promedio de vacíos del refrigerante/moderador de 40%.

Tabla IV. Densidad de los materiales del núcleo del BWRX-300

<i>Componente</i>	<i>Material</i>	<i>Densidad [g/cm³]</i>
Refrigerante/moderador	H ₂ O (40% vacíos)	0.458
Agua en los tubos centrales del ensamble y en el espacio entre ensambles	H ₂ O (0% vacíos)	0.738
Pastilla de combustible	UO ₂	10.339
Encamisado	Zircaloy-2	6.560
Box del GNF2	Zr	6.513
RPV	SA508	7.7936

Al ser este un reactor BWR, hay que tener en cuenta que su principal método de control de reactividad son las barras de control (Figura 4). Los parámetros geométricos de las barras de control cruciformes para este BWRX-300 se muestran en la Tabla V mientras que, en la Tabla VI, se encuentra la densidad de los materiales de estas barras, necesarios para su modelado en Serpent.

Tabla V. Parámetros geométricos de las barras de control

<i>Parámetro</i>	<i>Valor [cm]</i>
Espesor de la mitad de la barra de control	0.3302
Punto de partida de la barra de control cruciforme	0.6335
Longitud de la zona central de acero	2.0066
Longitud de la zona No. i	10.3759
Radio del cilindro absorbente de la zona No. 1	0.17526
Paso entre cilindros absorbente de la zona No. 1	0.5461

Tabla VI. Densidad de los materiales de las barras de control

<i>Componente</i>	<i>Material</i>	<i>Densidad [g/cm³]</i>
Barra de control	Acero inoxidable al boro	5.275
Absorbente neutrónico	B ₄ C	1.760

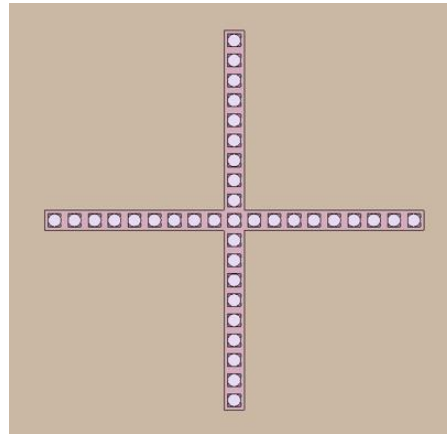


Figura 4. Barra de control cruciforme (modelo de Serpent)

3.3 Patrón de recarga

Después de algunas iteraciones, el patrón de recarga del ciclo de equilibrio propuesto es una configuración por “anillos”, siendo cuidadosos de no introducir el combustible fresco en la región central del núcleo. Los ensambles más quemados van en la periferia y los más reactivos (LA3 en la Figura 5) conforman el “anillo de fuego”.

WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT

# Lattices por cuadrante	Suponiendo que	
15	LA4	Más quemado
15	LA3	↓
15	LA2	
15	LA1	Menos quemado

Figura 5. Patrón de recarga (WAT=agua)

La Figura 5 muestra la sección transversal del núcleo con el diseño de la recarga propuesto. Es importante mencionar que, aunque los ensambles LA1 son los más frescos, éstos cuentan con su veneno quemable con gadolinia (Gd_2O_3), de manera que no son los más reactivos.

3.4 Metodología de la simulación

Los cálculos de quemado para los ciclos de transición, realizados para obtener el ciclo de equilibrio, fueron realizados en Serpent con 50,000 neutrones por ciclo, 230 ciclos con 30 ciclos inactivos para un total de 10.0 millones de historias de neutrones; la desviación estándar de la k_{eff} calculada por Serpent fue de aproximadamente 20 pcm. El intervalo de tiempo entre pasos de quemado fue de 50 días, con pasos de tiempo más cortos al inicio del ciclo para tomar en cuenta la formación y saturación de los venenos xenón y samario, y el quemado progresivo de la gadolinia. Se obtuvo la distribución de potencia con ayuda del comando *cpd* de Serpent para confirmar que el pico de potencia no fuera mayor a 1.55. Finalmente, para obtener datos para calcular los coeficientes de reactividad, se aumentó la temperatura del combustible de 772 K a 1200 K, para el coeficiente Doppler, y para el coeficiente de reactividad por vacíos se simularon condiciones de 0% y 70% de vacíos, adicional a la referencia de 40%.

4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

4.1 Ciclos de transición

Al realizar los ciclos de transición en Serpent, encontramos que el enriquecimiento promedio del lote de combustible que cumple con el periodo entre recargas de 24 meses, a plena carga, es un poco más bajo que el sugerido por el diagrama de utilización de combustible; con 4.35% de enriquecimiento en peso se logró obtener la longitud de ciclo deseada.

No obstante, al analizar los datos arrojados por las simulaciones se encontró que el exceso de reactividad al inicio de los ciclos de operación es mayor a la que se puede controlar, de forma segura, con barras de control (Figura 6), por lo que se procedió a añadir la gadolinia en el combustible GNF2, en una concentración promedio de 4.5% en peso, de manera que el exceso de reactividad fuera seguro de controlar por medio de barras de control (Figura 7). Las densidades de las pastillas a las que se les añadió la gadolinia se muestran en la Tabla VII.

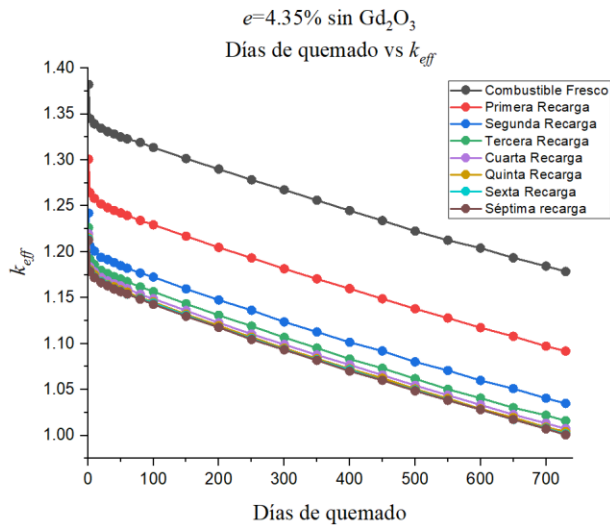


Figura 6. Ciclos de transición con $e=4.35\%$ en peso sin Gd_2O_3

Tabla VII. Densidad de las pastillas de combustible con Gd₂O₃

Enriquecimiento de la pastilla [U-235%]	Concentración de Gadolinio [%]	Densidad [g/cm ³]
4.2	4.0	10.194
4.7	2.0	10.275
4.7	4.0	10.194
4.7	4.4	10.178

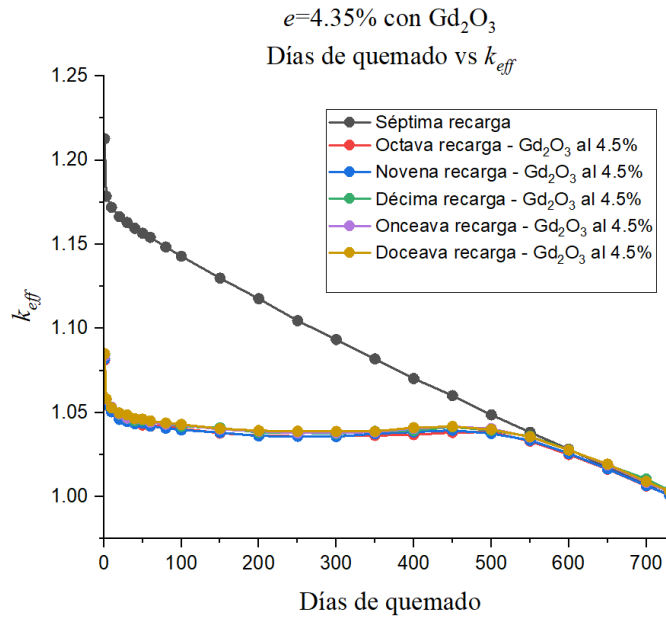


Figura 7. Ciclos de transición con $e=4.35\%$ con Gd₂O₃ al 4.5%

4.2 Distribución de potencia del núcleo

A través del comando *cpd*, Serpent es capaz de calcular la potencia de fisión integral dentro de las estructuras reticulares del reactor (núcleo y ensambles de combustible) [5]. El núcleo propuesto en este estudio es una configuración por “anillos”, como se explicó en la sección anterior. Sin embargo, es necesario determinar que esta configuración cumpla con los límites de seguridad establecidos para garantizar la operación segura del reactor bajo cualquier condición de operación [12]. Para obtener una mejor estimación de la distribución de potencia, se aumentó el número de neutrones simulados a 500,000 neutrones por ciclo, 350 ciclos con 50 ciclos inactivos, y se simuló un cuarto del núcleo.

Para asegurar la integridad de los ensambles de combustible en nuestra configuración analizaremos los resultados que nos da Serpent, tomando en cuenta que los datos están dados en función de la contribución de potencia que tiene cada ensamble de combustible con respecto a la potencia promedio total del núcleo. Es decir, habrá ensambles que contribuirán más a la generación de potencia que otros, pero en ningún caso los ensambles deberán tener una aportación mayor a 1.55 (considerando la potencia promedio total como 1). En la Figura 8 se presenta la distribución de

potencia del BWRX-300 con la configuración por “anillos” aquí propuesta, se muestra sólo el cuadrante inferior derecho debido a que se supone una distribución de potencia simétrica.

1.333	1.352	1.381	1.401	1.382	1.436	1.221	0.920	0.392	WAT	WAT
1.324	1.344	1.380	1.552	1.510	1.393	1.216	0.851	0.348	WAT	WAT
1.294	1.322	1.357	1.506	1.449	1.371	1.097	0.515	0.280	WAT	WAT
1.243	1.268	1.435	1.409	1.373	1.171	0.839	0.403	WAT	WAT	WAT
1.168	1.173	1.294	1.282	1.112	0.611	0.436	WAT	WAT	WAT	WAT
1.160	1.127	1.079	1.005	0.568	0.404	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.942	0.888	0.834	0.681	0.381	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.692	0.626	0.386	0.316	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.294	0.259	0.211	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT

Figura 8. Distribución de potencia del núcleo del BWRX-300

A pesar de que se alcanza un valor ligeramente superior a 1.55, se considera dentro del margen de error que se obtiene al utilizar el Método Monte Carlo [5].

4.3 Margen de apagado

Para esta prueba, se realizan varias simulaciones del núcleo del BWRX-300. Primero se simula el núcleo con todas las barras de control completamente insertadas, para después sacar una a una cada barra de control, para determinar la barra con mayor reactividad (Figura 9), como se muestra en la Tabla VIII. Las condiciones consideradas son las de mayor reactividad del núcleo, es decir, en frío a cero potencia y sin la presencia de los venenos, xenón y samario.

El margen de apagado tiene como objetivo verificar la cantidad de reactividad con la cual el reactor es subcrítico o podría serlo desde su condición presente, suponiendo que todas las barras de control están completamente insertadas, salvo la de mayor reactividad negativa, misma que, se supone totalmente extraída. Un margen de apagado suficiente, mayor que $1\% \Delta k_{eff}/k_{eff}$, asegura que: el reactor puede volverse subcrítico desde cualquier condición operativa; los transitorios de reactividad asociados a condiciones de accidentes postulados son controlables; el reactor se mantendrá suficientemente subcrítico en parada [13]. De los resultados mostrados en la Tabla VIII se confirma que se cumple con este criterio de seguridad.

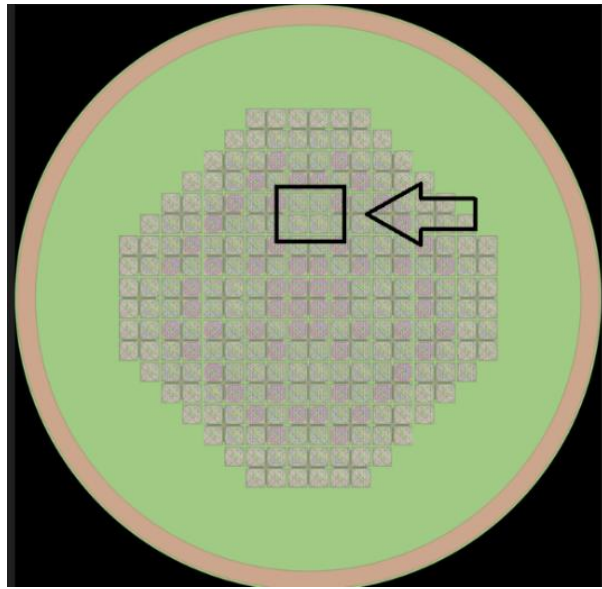


Figura 9. Barra de control con más reactividad negativa

Tabla VIII. Comparación de reactividad entre las barras de control

<i>Versión</i>	k_{eff}	<i>Diferencia</i>	$\Delta k_{eff}/k_{eff}$
1	0.9342950	0.0000000	0.00%
2	0.9355510	0.0012560	0.13%
3	0.9348310	0.0005360	0.06%
4	0.9516420	0.0173470	1.86%
5	0.9470700	0.0127750	1.37%
6	0.9363890	0.0020940	0.22%
7	0.9701640	0.0358690	3.84%
8	0.9630350	0.0287400	3.08%
9	0.9505860	0.0162910	1.74%
10	0.9578200	0.0235250	2.52%
11	0.9600690	0.0257740	2.76%
12	0.9475130	0.0132180	1.41%

4.4 Coeficientes de reactividad

El coeficiente de reactividad por temperatura del combustible en la mayoría de los reactores es negativo debido a un fenómeno conocido como "efecto Doppler". En un reactor nuclear, este efecto se vuelve evidente al aumentar la temperatura del combustible, por el cambio de forma en la resonancia del núclido, pues se vuelve más corta y ancha y esto, a su vez, aumenta la magnitud efectiva de la sección eficaz transversal de absorción y, finalmente, la absorción de neutrones por resonancia aumenta.

El otro coeficiente, para tener en cuenta, es el coeficiente de reactividad por vacíos. Este fenómeno se produce ya que, al cambiar la fracción de vacíos en un reactor, se afecta la moderación de los neutrones y por lo tanto la reactividad del núcleo. Es necesario un coeficiente de reactividad por

vacíos negativo, ya que, si fuera positivo, un incremento en la fracción de vacíos nos lleva a un incremento en reactividad y a su vez a un incremento de potencia, lo que nos daría también un aumento en la ebullición del refrigerante, y aumento de vacíos, así como de la reactividad y la potencia, volviéndose una situación muy peligrosa. Los coeficientes de reactividad calculados se muestran en la Tabla IX.

Tabla IX. Coeficientes de reactividad

<i>Parámetro</i>	<i>Valor</i>
Coeficiente Doppler [<i>pcm/K</i>] ¹	-1.61×10^{-5}
Reactividad por vacíos (0-40%) [<i>pcm</i>] ²	-6.64×10^{-4}
Reactividad por vacíos (40-70%) [<i>pcm</i>] ²	-9.83×10^{-4}

¹El coeficiente Doppler se determina por $\alpha_D = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}$

²El coeficiente de reactividad por vacío se determina mediante $\alpha_v = \frac{\Delta\rho}{\Delta v}$

4.5 Cálculos económicos

Por último, se realizaron los cálculos correspondientes al LNFCC del ciclo de equilibrio propuesto para el BWRX-300, considerando un ciclo abierto de combustible, para los cuales se utilizaron de los datos de las Tablas X, XI y XII y la ecuación (1). Donde se considera la tasa de descuento anual (*d*); los gastos directos de todas las etapas del ciclo de combustible (*C(i)*); los tiempos de entrega y desfase de los gastos en todas las etapas con relación a la fecha de referencia (*T(i)*); la electricidad generada por el lote de combustible durante su ciclo de irradiación (*E(j)*) en [MWh]; y el tiempo de retraso de los ingresos por la electricidad generada en relación con la fecha de referencia durante el ciclo de irradiación (*T(j)*).

$$LNFCC = \frac{\sum_i C(i) \times (1 + d)^{T(i)}}{\sum_j E(j) \times (1 + d)^{T(j)}} \quad (1)$$

Tabla X. Datos del reactor para cálculos económicos

<i>Parámetro</i>	
Enriquecimiento promedio del lote de combustible	4.35% en peso
Colas usadas en el enriquecimiento de uranio	0.2% en peso
Quemado de descarga promedio	49,500 MWd/tU
Eficiencia térmica de la planta	0.333
Taza de descuento anual (<i>d</i>)	7%
Fecha de referencia	Fecha de recarga del lote de combustible

Tabla XI. Tiempos de entrega y desfase [14]

<i>Parámetro</i>	
Compra del uranio (U ₃ O ₈)	2 años
Conversión a UF ₆	1.5 años
Enriquecimiento	1 año
Fabricación	0.5 años
Tiempo de irradiación	8 años (4 ciclos de 24 meses)
SNF almacenamiento	2 años después de la descarga de combustible

Tabla XII. Costos unitarios [15]

<i>Parámetro</i>	
Uranio (U ₃ O ₈)	\$ 135/kgU
Conversión a UF ₆	\$ 12/kgU
Enriquecimiento	\$ 95/kgSWU
Fabricación	\$ 350/kgU _{enr}
Almacenamiento	\$ 93/kgHM
Disposición Final (Geológica)	\$ 540/kgHM
De conversión del Uranio empobrecido	\$ 6/kgDU
SNF almacenamiento	2 años después de la descarga de combustible

Con los datos anteriores se calcula el LNFCC, considerando el *back-end* y el *front-end*, como se muestra en la Tabla XIII.

Tabla XIII. Costos nivelados.

<i>Parámetro</i>	<i>[mil \$/KWh]</i>	<i>[mil \$/KWh]</i>	<i>Fase</i>
Uranio	3.48	8.35	<i>Front-end</i>
Conversión	0.30		
Enriquecimiento	1.72		
Fabricación	0.94		
Almacenamiento	0.20	1.59	<i>Back-end</i>
Disposición Final	1.29		
DU* De conversión	0.12		
DU Disposición Final	0.19		
Ciclo Total de Combustible	9.94		

*DU se refiere al uranio empobrecido que resulta del proceso de enriquecimiento del combustible, y que no tendrá otro uso posterior, por lo que se dispone de él de manera definitiva.

4. CONCLUSIONES

Con la metodología utilizada y la configuración propuesta en este trabajo, se comprueba que el núcleo del reactor BWRX-300 es capaz de ofrecer un ciclo operativo de equilibrio de 24 meses a

plena carga, con un enriquecimiento promedio del combustible de U-235 de 4.35% en peso, recargando una cuarta parte del núcleo cada dos años.

Es importante vigilar el exceso de reactividad del núcleo de este reactor al inicio del ciclo, por lo que es necesario incluir la gadolinia para poder ser operado de manera segura, con barras de control como medio principal de control de la reactividad. Sin embargo, las pruebas preliminares (antes de llegar a la distribución aquí presentada de gadolinia) demuestran que un reparto descuidado de este material promueve una distribución irregular de potencia dentro del ensamble GNF2. Por otro lado, si se exagera la cantidad de veneno quemable, no se consumirá a tiempo provocando una penalización en la evolución de la k_{eff} , y, por lo tanto, en la longitud del ciclo. Teóricamente, se puede concluir que, si se siguen los pasos aquí descritos, el núcleo del reactor presentará una distribución de potencia balanceada, manteniendo los picos de potencia en los ensambles combustibles dentro de los límites que garantizan no dañar la integridad del combustible.

El margen de apagado para este reactor resulta tener un valor holgado, lo que supone que el reactor no tendrá problema para volverse subcrítico desde cualquiera que sea su situación operativa. Los dos coeficientes de reactividad analizados en este estudio fueron negativos, lo que habla del buen diseño, desde el punto de vista de seguridad de este reactor.

Finalmente, a pesar de que en este estudio se presentó el cálculo del LNFCC partiendo de la suposición de un ciclo de combustible abierto, se presume un costo competitivo contra centrales eléctricas que utilizan gas como combustible.

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Humanidades, Ciencia y Tecnología (CONAHCYT) por brindar apoyo económico a Arturo Jiménez-Facio para la realización de este trabajo que forma parte de su investigación de maestría. A la Universidad Nacional Autónoma de México por el apoyo a través del proyecto de investigación *Reactores nucleares y ciclos de combustible nuclear*.

REFERENCIAS

1. “Página de las Naciones Unidas”, <https://www.un.org/es/climatechange/paris-agreement> (2023).
2. IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Volume VI, p. 1-4 (2020).
3. IAEA, “Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm”, SMR Booklet, Volume I, p. 9-12 (2022).
4. “Página del Organismo Internacional de Energía Atómica”, <https://www.iaea.org/es/temas/reactores-modulares-pequenos> (2023).
5. 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, 142–150 (2015).
6. GE Hitachi and Hitachi GE Nuclear Energy, Status Report – BWRX-300, GEH, USA (2019).
7. GE Hitachi Nuclear Energy, Fact Sheet, BWRX-300, GEH, USA (2020).

8. GE Hitachi Nuclear Energy, One of the most economical SMR designs available, BWRX-300, GEH, USA (2020).
9. McConn Jr, Rj., Gesh, Cj., Pagh, RT., Rucker, RA., Williams III, RG., Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling, Pacific Northwest National Laboratory, Washington, USA (2011).
10. Joel Rhodes, J., Edenius. M., CASMO-4 a fuel assembly burnup program User's Manual, Studsvik Scandpower, USA (2004).
11. Driscoll, M., Joseph Downar, T., Pilat, E., The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management, American Nuclear Society, Michigan, USA (2006).
12. "Página de la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos", <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0046.html> (2021).
13. Sanz, A., Onrubia, A., Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear, TECNATOM S.A., Madrid, España (2008).
14. "Página del Organismo Internacional de Energía Atómica", <https://infcis.iaea.org/NFCSS/modeling/material> (2023).
15. "Página del Argonne National Laboratory", <https://cnpce.ne.anl.gov/cgi-bin/qnecost?select=EGcalc&egtyp=%20eg01&id=ObcetDmnzwd0bAmZ> (2023).

Análisis del Flujo Total de Neutrones en el Reactor Subcrítico del IPN utilizando MCNP6.1

Edmundo Leonardo Serrano Hernández, Itzel Adriana Olgún Rodríguez, Edmundo del Valle Gallegos, Alonso Álvaro Sánchez Ríos, Gustavo Alonso Vargas
Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. IPNs/n, Col. Lindavista, Mexico, Ciudad de Mexico, 03020, Mexico.
eserranoh1500@alumno.ipn.mx; iolguinr1400@alumno.ipn.mx; evalle@ipn.mx;
asanchez@ipn.mx; gustavoalonso3@gmail.com

Arturo Delfín Loya
International Journal of Nuclear Energy Science and Technology
Route de Pre-Bois, 14. 1216 Cointrin-Geneva
Switzerland
arturodlfn@gmail.com

Resumen

En este trabajo se calcula el flujo de neutrones para el reactor subcrítico Chicago 9000 del Instituto Politécnico Nacional; las energías de los neutrones que se consideran son: 0.4×10^{-6} , 9.15×10^{-3} y 2 MeV, subcadmico, epicadmico y rápido respectivamente, para 132 posiciones que se ubican en una malla de 12×11 que cubren la superficie central del cuerpo hexagonal del reactor. El modelo del proyecto emplea el código Monte Carlo N-Particle Transport Code System (MCNP), utilizando las capacidades de estructuras repetidas de una geometría, a través de cuatro tarjetas de entrada: universo (*U*); llenado (*FILL*); malla (*LAT*); además de una forma conveniente de crear varias celdas con atributos similares (*LIKE n BUT*). El flujo total máximo obtenido es de 8.5×10^3 n/cm²seg en el centro del núcleo y el mínimo de 1.7×10^1 n/cm²seg ubicado en la periferia de la contención.

1. INTRODUCCIÓN

Desde hace 54 años, el Instituto Politécnico Nacional de México utiliza un conjunto subcrítico [1] cuyo núcleo tiene una distribución hexagonal de ensambles de combustible, conformando un núcleo con 1,350 barras de uranio natural, en un arreglo de 270 ensambles de combustible, cada ensamble contiene 5 barras de uranio natural, además de emplear agua como moderador. Para el reactor subcrítico, es imposible auto mantener una reacción en cadena de fisión a menos que se introduzca una fuente de neutrones para asegurar un flujo continuo de neutrones. La fuente que se emplea en la instalación del Instituto Politécnico Nacional (IPN) es de ²³⁹PuBe con un peso de 79.9950 g. de Pu y 40 g. de Be, ésta se encuentra encapsulada en dos contenedores cilíndricos, el interior de Tántalo y el exterior de acero inoxidable de 2.5 cm de diámetro y 11 cm de alto para evitar que ocurra alguna fuga, fue proveída por Monsanto Research Corporation el 22 de junio de 1967 con una actividad nominal de 0.185 TBq. El objetivo principal de la instalación es capacitar especialistas en el área de la ingeniería nuclear.

El núcleo del reactor, incluida la geometría circundante, se modela utilizando el código Monte Carlo N-Particle [2]. En la simulación se utilizan técnicas de reducción de varianza. Los materiales de las componentes y el núcleo del reactor se obtienen del “Compendio de datos de composición de materiales para el modelado del transporte de radiación” [3]. El flujo total de neutrones se calcula a lo largo de la parte media del núcleo, distribuyendo 132 detectores de 2 cm^3 sobre la superficie hexagonal en una matriz de 12×11 . En los cálculos del flujo total de neutrones, se emplea la instrucción *Tally F4:N*, que proporciona el flujo promedio en una celda en unidades de neutrones/ cm^2 ; al efecto se introduce una tarjeta *FMn* como factor multiplicador para convertir a unidades de neutrones/ cm^2 -seg, que depende del factor de multiplicación efectivo k_{eff} , el factor de amplificación de neutrones μ , la intensidad de la fuente de neutrones Q , los neutrones promedio producidos durante la fisión ^{235}U y el factor de conversión de fisiones/Watt [4].

2. EL REACTOR SUBCRÍTICO EN MCNP

El código MCNP6.1 [2] construye un modelo estocástico que se basa en funciones de densidad, además, modela secuencialmente eventos individuales de una variable aleatoria, siguiendo todos los eventos o interacciones que sufre cada partícula desde su origen hasta que alcanza una condición terminal (absorción, escape, energía de corte, etc.), aplicando el mismo criterio para todas las partículas creadas durante en proceso. Finalmente, calcula el valor esperado de todos los eventos simulados que es el valor de una cantidad física del sistema estudiado.

2.1. Archivo de Entrada del Subcrítico

Para realizar la simulación, se genera un archivo de entrada [5]. Este archivo contiene de manera estructurada información de la geometría [6, 7], los materiales utilizados, la biblioteca de datos nucleares, para su uso con el código de transporte MCNP6.1; así como la localización, características y tipo de fuente; los *tallies* y la técnica de reducción de varianza; entendiéndose que los *tallies* o conteos son instrucciones que permiten obtener los cálculos deseados.

2.1.1. Ensamble combustible

Seleccionando macrobodies apropiados en el código MCNP6.1, se modela el ensamble combustible del reactor subcrítico, como sigue: seis cilindros concéntricos de radios 0.68375 cm, 0.795 cm, 1.4108cm, 1.5208 cm, 1.625 cm y 1.745 cm; que representan e integran los materiales: hoyo de aire, revestimiento de aluminio interno, uranio natural, revestimiento de aluminio externo, espacio de aire y el encamisado de aluminio que contiene a los cinco combustibles en su interior respectivamente; el cilindro de uranio tiene una altura de 21.1668 cm y el revestimiento de aluminio de 21.3868 cm incluyendo las tapas superior e inferior; el encamisado tiene una altura de 150.11 cm. La Figura 1 muestra el isométrico de un ensamble de combustible, la Figura 2 y 3(a) presentan núcleo del reactor subcrítico del IPN que se obtiene desde el visualizador de MCNP6.1, visedX-24E (VISED) [8] en el plano x-z, y en 3D respectivamente.

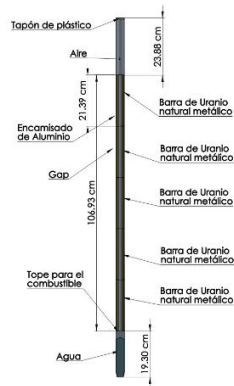


Figura 1. Isométrico del ensamble combustible

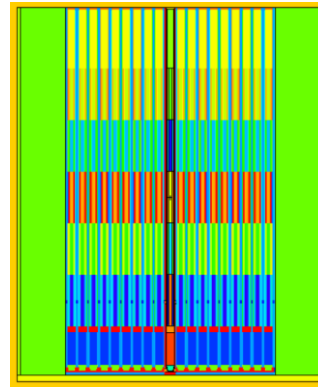


Figura 2. Núcleo del subcrítico en x-z obtenido del visualizador visedX-24E de MCNP6.1

El núcleo del reactor subcrítico se desarrolla a través de utilizar estructuras repetidas de una geometría, empleando cuatro tarjetas de celda:

1. Universo (*U*): La tarjeta *U* define una red o una colección arbitraria de celdas; se puede designar un solo universo, descrito solo una vez, para llenar cada una de las celdas de la geometría.
2. Llenado (*FILL*): La tarjeta *FILL* se usa para especificar con qué universo se debe llenar una celda.
3. Malla (*LAT*): La tarjeta *LAT* se utiliza para especificar una matriz infinita de hexaedros o prismas hexagonales. El orden para especificar las superficies de una malla de celdas identifica qué elemento de la malla se encuentra más allá de cada superficie.
4. *LIKE n BUT*: La característica “*LIKE n BUT*” es muy útil en problemas con muchas estructuras repetidas. La celda *j* hereda de la celda *n* los valores de todos los atributos que no están especificados en la lista. La tarjeta de celda para la celda *n* debe estar antes de la tarjeta de celda para la celda *j* en el archivo de entrada.

5.

Conociendo el *pitch* (4.445 cm) o separación entre ensambles de combustible del subcrítico, se construye la malla hexagonal, llenando 270 ensambles de combustible idénticos y el tubo central lleno de aire que es donde se coloca la fuente de PuBe.

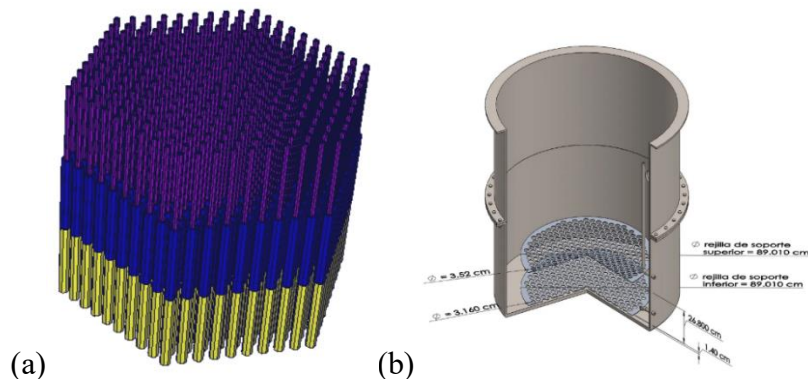


Figura 3. (a) Núcleo del subcrítico en 3D- obtenido del visualizador visedX-24E de MCNP6. (b) Isométrico del contenedor y rejillas sujetadoras

2.1.2. Contención y rejillas

Un contenedor cilíndrico de acero inoxidable (Austenitic SS-316L) de 61 cm de radio y 152.4 cm de altura, alberga a los ensambles combustibles, el tubo central, el agua como moderador y el sistema de recirculación de este. Dos rejillas de soporte de aluminio se encuentran dentro del contenedor, la rejilla inferior está a una distancia de 3.947 cm respecto al fondo del contenedor y la rejilla superior se encuentra a 26.8 cm respecto a la inferior; ambas con diámetro de 89.01 cm y espesor 1.4 cm, con 271 agujeros de 3.52 cm de diámetro que conforman 9 hexágonos concéntricos donde se alinean los combustibles más la posición central. Desde MCNP6.1, tanto las rejillas como el contenedor se diseñaron con cilindros circulares rectos. La Figura 3(b) presenta el isométrico de la contención con las rejillas sujetadoras

2.1.3. Materiales

Las simulaciones en las aplicaciones de transporte de radiación requieren definiciones realistas de la composición y las densidades de los materiales. Generalmente se encuentran una variedad de materiales para los cuales las composiciones elementales son difícil de localizar. En este trabajo se utilizan los valores que aporta la publicación del “Compendio de Datos de Composición de Materiales para el Modelado del Transporte de la Radiación” [3], la Tabla I presenta los materiales que se emplean en el modelo y sus densidades atómicas.

Tabla I. Materiales

Material (Densidad g/cm ³)	Z AID	Densidad atómica Atm/b-cm	Material (Densidad g/cm ³)	Z AID	Densidad atómica Atm/b-cm
Aire (0.001205)	6000	0.000150	Uranio Natural (18.950)	92234	0.000058
	7014	0.784431		92235	0.007295
	8016	0.210748		92238	0.992647
	18000	0.004671	Agua Ligera (0.998207)	1001	0.666657
Aluminio 6061 (2.7)	12000	0.011162	Austenitic SS-316L (8.000)	8016	0.333343
	13027	0.977325		6000	0.001384
	14000	0.005796		14000	0.019722
	22000	0.000499		15031	0.000805
	24000	0.001017		16000	0.000518
	25055	0.000435		24000	0.181098
	26000	0.001987		25055	0.020165
	29000	0.001174		26000	0.648628
	30000	0.000606		28000	0.113247
				42000	0.014434
Z AID = ZZZAAA (ZZZ= número atómico Z, AAA= número másico A)					

2.1.4. Criticidad y flujo de neutrones

Se emplea la tarjeta *KCODE* que indica se trata de un cálculo de criticidad con un tamaño de fuente nominal de 100,000 partículas, una estimación de k_{eff} de 1.0, omite 100 ciclos antes de promediar k_{eff} o acumular las cuentas y ejecutar un total de 1,000 ciclos. La ubicación de origen inicial de la fuente se distribuye en las siguientes posiciones en cm (x, y, z): (0, 0, 0), (0, 10, 0), (0, -10, 0), especificada por la tarjeta *KSRC*.

Para el cálculo del flujo de neutrones se emplea la tarjeta *Tally F4* que nos aporta el promedio de flujo en una celda, por medio de evaluar la siguiente ecuación.

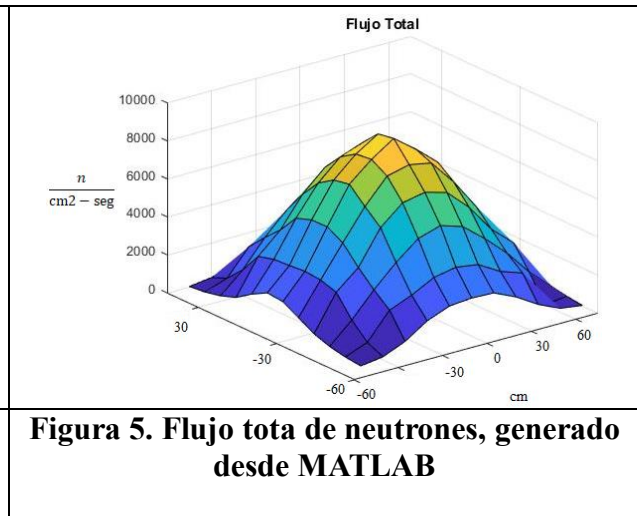
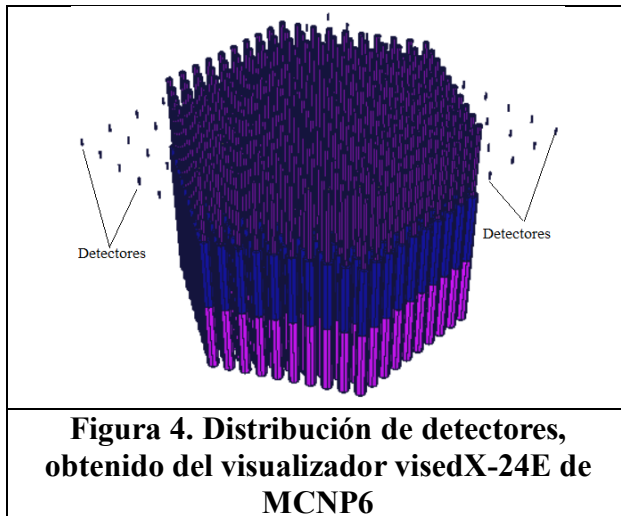
$$F4 = \frac{1}{V} \int_V dV \int_E dE \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \Phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \quad (1)$$

Las unidades son partículas/cm², sin embargo, para obtener las unidades de partículas/cm²-seg, se introduce un factor multiplicador que depende de la potencia del subcrítico [4] como sigue:

$$FM = 4.7281148E + 7 \quad (2)$$

3. RESULTADOS

El flujo de neutrones del reactor de subcrítico Chicago 9000 que se obtienen del código MCNP6.1, se procesan un programa con entorno de MATLAB que, dada una matriz cuyas entradas representan el valor del flujo de neutrones en un punto determinado del espacio, grafica en tres dimensiones la distribución de los neutrones en el núcleo. Se escoge el entorno de MATLAB para realizar las gráficas debido a su interfaz amigable con el usuario y su capacidad para generar gráficos estéticamente agradables en un corto periodo de tiempo. Una matriz de 12 x 11, distribuye 132 detectores de 2 cm³ cada uno sobre la superficie hexagonal del subcrítico (ver Figura 4), se conserva la distancia entre detectores, y al mismo tiempo que ninguno quede dentro de un ensamble de combustible. La Figura 5, muestra la gráfica del flujo de neutrones total.



La Tabla II presenta el flujo de neutrones promedio, máximo y mínimo que resulta del archivo de salida de MCNP6.1, así como la k_{eff} que se obtiene.

Tabla II. Flujo de neutrones

Flujo total de neutrones	n/cm ² -seg	Error
promedio	1.16702E+03	0.0291
Máximo	8.49773E+03	0.0965
Mínimo	1.70850E+01	0.0111

La k_{eff} resultado del código MCNP6.1, es de 0.82096 con una desviación estándar estimada de 0.00005; el tiempo de cómputo en realizado por la corrida del modelo en MCNP6.1 es de aproximadamente 3.5 hrs, en una laptop con 8 núcleos reales y 8 núcleos virtuales con un procesador Ryzen 7.

Dado que el reactor utiliza una fuente de neutrones para alcanzar la criticidad, se esperaría que la k_{eff} fuera cercana a 1.0, esto no se ve reflejado en el resultado entregado por el código debido a que la cantidad de combustible en el núcleo es tal que provoca que el reactor permanezca constantemente en estado subcrítico.

4. CONCLUSIONES

Se ha generado con MCNP6.1, un modelo detallado del reactor subcrítico del Instituto Politécnico Nacional de México que contiene geometría estructurada de cada uno de los 270 ensamblajes de combustible, el encamisado, los espacios de aire entre el combustible y su encamisado, así como en el tubo donde se posiciona la fuente de neutrones, los tubos sujetadores incluyendo el cono inferior posicionador, la contención con las rejillas sujetadoras, entre otras. Los resultados presentan valores del flujo total de neutrones, dentro de los valores esperados y con errores estadísticos aceptables.

El modelo es libre y puede ser modificado por el personal académico y estudiantil del área de Ingeniería Nuclear del Departamento de Física de la Escuela Superior de Física y Matemáticas del IPN, para calcular parámetros nucleares del subcrítico, además de modelar experimentos que en el mismo se pueden desarrollar.

REFERENCIAS

1. Members of the Staff of Nuclear-Chicago Corporation and Consultants, *Experiments for Nuclear - Chicago Model 9000 Experimental Manual*. Nuclear Chicago Corporation. (1959).
2. J. T. Goorley et al, "MCNP6TM USER'S MANUAL Version 1.0", *Manual Rev. 0, LA-CP-13-00634, Rev. 0.*, (2013).
3. R. J. McConn, C. J. Gesh, R. T. Pagh, R. A. Rucker, R. G. Williams, "Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", *Pacific Northwest National Laboratory, under U.S. Department of Energy Contract DE-AC05-76RL01830. PIET-43741-TM-963 PNNL-15870 Rev. 1*, (2011).

4. Hector Rene Vega-Carrillo et al, “Mini Subcritical Nuclear Reactor”, *J. Nucl. Phys. Mat. Sci. Rad. A*. Vol. 6, No. 2, pp.179–185, (2019).
5. J.F. Briesmeister, “MCNP - A General Monte Carlo N- Particle Transport Code, Version 4B”, *LA-12625- M, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico*, (1997).
6. Felipe de Jesús Pahuamba Valdez, “Actualización del diseño del reactor subcrítico chicago modelo 9000 del Instituto Politécnico Nacional”, *Prácticas Profesionales, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares*, (2015).
7. Arturo Delfin, Edmundo del Valle Gallegos, Lucero Arriaga Ramírez y Armando Miguel Gómez-Torres, “Análisis de subcriticidad del reactor nuclear de entrenamiento Chicago 9000 del IPN, empleando los códigos MCNP5 y SERPENT”, *Conference: XX Reunión Nacional Académica de Física y Matemáticas*, (2015).
8. A. L. Schwarz, R. A. Schwarz, and L. L. Carter, “MCNPX/6.1 Visual Editor Computer Code Manual”, (2018).

Desarrollo y Verificación de un Modelo Barras de Control en el Código AZKIND

*Gerardo Armando Canseco Ruiz^a
Armando Miguel Gómez Torres^b
Edmundo del Valle Gallegos^a*

*^aInstituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas-IPN
Av. IPN s/n, Col. Lindavista, Alc. GAM, CP 07738, México
armando.canseco@gmail.com, edmundo.delvalle@gmail.com*

*^bInstituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca sn, La Marquesa, Ocoyoacac 52750, Edo. Mex., México
armando.gomez@inin.gob.mx*

Resumen

Este trabajo describe un modelo de barras de control para reactores nucleares de agua en ebullición, diseñado para su integración como módulo adicional en el código de difusión AZKIND. El modelo de barras se compone de dos algoritmos. En primer lugar, se introducen las secuencias de movimiento de cada barra, dividiendo el total de barras en grupos. Para cada grupo se identifican los ensambles de combustible asociados, es decir, aquellos ensambles afectados por la presencia de material absorbente de neutrones. A continuación, se lleva a cabo el movimiento de las barras en cada grupo, en una distancia axial previamente determinada por la secuencia de extracción o inserción. El segundo algoritmo cuantifica el efecto en la neutróica debido al movimiento de las barras de una posición a otra, utilizando flujos nodales promedio en segmentos controlados y no controlados en la proximidad de la barra. Esta aproximación mediante flujos promediados también toma en cuenta el tiempo de duración del movimiento de la barra a velocidad constante, considerando las operaciones del grupo de barras en secuencia. El objetivo de este modelo es interactuar con el resto del código AZKIND, incluyendo sus principales módulos de neutróica y termo hidráulica, para una completa evaluación del comportamiento del reactor.

1. INTRODUCCIÓN

El código AZtlan KInetics Neutron Diffusion forma parte de los códigos neutróicos de la plataforma AZTLAN que cuenta con el apoyo de otras instituciones de investigación y de carácter académico. La versión del código AZKIND empleada no incluía un modelo de barras de control.

El objetivo específico es la integración en AZKIND del citado modelo aprovechando entre otras características principales, la capacidad del código de efectuar cálculos en tres dimensiones.

La necesidad de llevar el código AZKIND a un nivel más avanzado para simular las condiciones de movimiento de potencia térmica dentro del núcleo del reactor, mediante un sistema de control de potencia como el sistema de barras de control, es un aspecto importante a considerar. La presencia de barras de control tiene una influencia significativa sobre los ensambles de combustible adyacentes. En su longitud axial, los ensambles que en su vecindad contienen barras de control presentan segmentos denominados "controlados", mientras que hay segmentos "no controlados" en los que se mantiene una mayor potencia térmica. Es decir, el sistema de barras de control modifica la distribución de potencia tanto radial como axial en el núcleo, y de esta manera, en la operación de reactores de agua ligera, se controla el nivel de potencia que se produce dentro del núcleo del reactor.

El módulo de barra de control desarrollado se basa en un mapa de ensambles de todo el núcleo, identificándolos por tipo con una vista radial, es decir, desde arriba hacia abajo del núcleo. Según los diferentes tipos de ensambles combustible (FA), en AZKIND se realiza una separación de los tipos de FA, lo que da como resultado un cierto número de tipos distintos. El código agrupa todos los ensambles que tienen asignado un identificador del mismo tipo, y la principal característica de cada tipo que se aprovecha dentro del código es la información axial de las diferentes zonas de materiales.”

Los datos nucleares y los parámetros cinéticos de cada material son proporcionados por un código de apoyo, como es el caso de SERPENT, para generar toda esta información en forma de tablas de datos conocidas como tablas NEMTAB. La información generada con SERPENT incluye diferentes parámetros de operación del sistema del reactor, como la presión, temperatura a la entrada del combustible, temperatura del moderador y otros parámetros. Además, se toman en cuenta diversos valores de quemado del material nuclear dentro de los ensambles.

A continuación, se presenta una breve descripción del código AZKIND. Posteriormente, se explica el concepto general del modelo de barras que se utiliza. Finalmente, se detalla cómo están conformados los algoritmos que integran este modelo de cálculo con barras de control.

2. CONSTRUCCIÓN DEL MODELO DE BARRAS DE CONTROL

El código AZKIND está compuesto por los programas PRTN0 [1] y NRKin3D [2], desarrollados en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la ESFM/IPN en 1995 y 2002 respectivamente. PRTN0 resuelve las ecuaciones de difusión en estado estacionario en tres dimensiones mientras que NRKin3D usa los datos del flujo neutrónico estacionario generados por PRTN0 para iniciar la simulación de un transitorio de potencia.

La necesidad de poder llevar a AZKIND a un nivel más avanzado hace que sea fundamental desarrollar un modelo de barras de control que pueda simular cambios en la reactividad del reactor nuclear, ya sea para mantener su criticidad o para aumentar o disminuir su potencia. En su longitud axial, los ensambles con presencia de barra presentan algunos segmentos que se denominan controlados mientras que a los restantes se les denomina segmentos no controlados. Esto es, el patrón de barras de control va modificando la distribución de potencia tanto radial como axial del núcleo del reactor.

2.1 Método para el algoritmo de barras de control.

Con respecto al módulo de barras de control, la Figura 1 muestra los segmentos de un ensamble de combustible nuclear mostrando cuatro segmentos: uno no controlado, segmento sin barra de control (no controlado), uno parcialmente no controlado, un tercero parcialmente controlado y finalmente uno controlado es decir con presencia de barra de control BC.

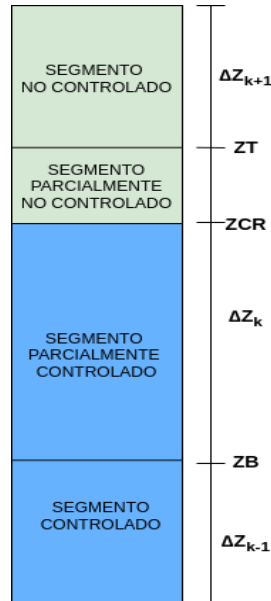


Figura 1 Zonas axiales con y sin barra de control en un ensamble de combustible.

En esta figura ZCR representa la posición axial de la barra de control en el ensamble dentro del segmento $[ZB, ZT]$. La zona de un segmento parcialmente controlado representa dos zonas donde la BC se está moviendo desde la posición ZB hasta la posición ZT (Figura 1) [3]. El código $AZKIND$ efectúa el movimiento de barras de control por segmentos axiales en las celdas de control de un punto a otro; el modelo de barras de control (BC) que se incorporó en $AZKIND$ consiste en un movimiento continuo de la BC suponiendo que la velocidad de la barra o barras de control de un grupo es constante.

En el método de ponderación de volumen se toma la fracción de volumen ocupada por la punta de la barra de control en el nodo lo que da como resultado los llamados efectos de cúspide de la barra de control que se originan debido a una sobreestimación de las secciones eficaces de absorción en materiales absorbentes de neutrones como los que se encuentran en las barras de control, para ello, se presentan tratamientos para la eliminación de cúspides [3].

El método de ponderación de volumen es un modelo simple, donde primero se requiere obtener la fracción de inserción de la barra en el segmento k -ésimo en la dirección axial Z que viene dada por la ecuación (1).

$$Z = \frac{2ZCR - (ZT + ZB)}{ZT - ZB} \quad (1)$$

Como se mencionó, el método de ponderación por volumen presenta el efecto de cúspide, pero se pueden aplicar diferentes estrategias para mitigar el efecto. La forma sencilla de reducir estos efectos es utilizando los valores de celda promedio [3]. En este caso, el método de ponderación de flujo puede mitigar el efecto cúspide, por lo que es necesario actualizar las secciones eficaces para el segmento parcialmente controlado.

Luego, los flujos del segmento controlado y el segmento no controlado se aproximan a los flujos de los segmentos vecinos mediante las ecuaciones (2) y (3). La Figura 1 ilustra mejor el método de ponderación con el flujo de neutrones.

$$\phi_{g,k}^{NC} = \frac{(1-Z)\Delta Z_k \phi_{g,k} / 2 + \Delta Z_{k-1} \phi_{g,k-1}}{(1-Z)\Delta Z_k / 2 + \Delta Z_{k-1}} \quad (2)$$

$$\phi_{g,k}^C = \frac{(1+Z)\Delta Z_k \phi_{g,k} / 2 + \Delta Z_{k+1} \phi_{g,k+1}}{(1+Z)\Delta Z_k / 2 + \Delta Z_{k+1}} \quad (3)$$

Este modelo se basa en una aproximación que reduce el efecto de deformación del espectro de flujo neutrónico en el extremo final de la barra que se está insertando. La aproximación consiste en utilizar el flujo de neutrones en la zona controlada y la no controlada para obtener la sección eficaz ponderada con el flujo de neutrones correspondiente a la zona con barra de control y sin barra de control en lugar de ponderar con el volumen [3]. Según la segmentación que utiliza AZKIND, la simulación se hace con segmentos axiales que abarcan dos muescas (equivalente a 25.4 cm); entonces, el movimiento de la BC sería desde el inicio de un segmento hasta el final de ese segmento.

2.2 Desarrollo del modelo de barras de control en el código AZKIND

Como se mencionó anteriormente se requieren las secciones eficaces para realizar los cálculos en estado estacionario y transitorio en el archivo “*xs_nem*”. Este archivo consiste en un listado de nombres de archivos desde la primera celda (o segmento) hasta la última de ellas, sea de combustible o de cualquier otro material (agua), sin barra de control y a continuación de este listado le sigue uno más con la misma cantidad de nombres de archivos, pero en esta ocasión con presencia de barra de control. Por ejemplo, el listado del archivo “*xs_nem*”, cuando sólo se tienen dos celdas de combustible y una celda de reflector, sería el siguiente:

```
2G_u1_unrodded.dat
2G_u1_roddeed.dat
2G_XSEC_refl1_unrodded.dat
```

```
2G_u2_unrodded.dat
2G_u2_roddeed.dat
2G_XSEC_refl1_unrodded.dat
```

Quemado de combustible nuclear

El módulo de barra de control que se desarrolló toma de base un mapa radial de ensambles de todo el núcleo, realizando una separación de éstos por tipos de ensambles de combustible. El código agrupa todos los ensambles que tienen asignado un identificador del mismo tipo, la

principal característica de cada tipo es la información axial de las diferentes zonas o segmentos de materiales. Se elaboró un archivo de entrada que contiene un mapa de los diferentes materiales en el núcleo como se muestra en la Figura 2. El siguiente paso es generar un nuevo archivo “*burn*” del inicio del ciclo de quemado de combustible promedio por cada cuadrante, en unidades de MWd/kgU, muestran el quemado individual de los 444 ensamblajes de combustible de que está constituido el núcleo del reactor nuclear considerado, un BWR, al inicio del ciclo 7. Los ensamblajes de combustible fresco son aquellos que no tienen quemado. Le siguen los que han estado durante uno, dos y tres ciclos de operación previos.

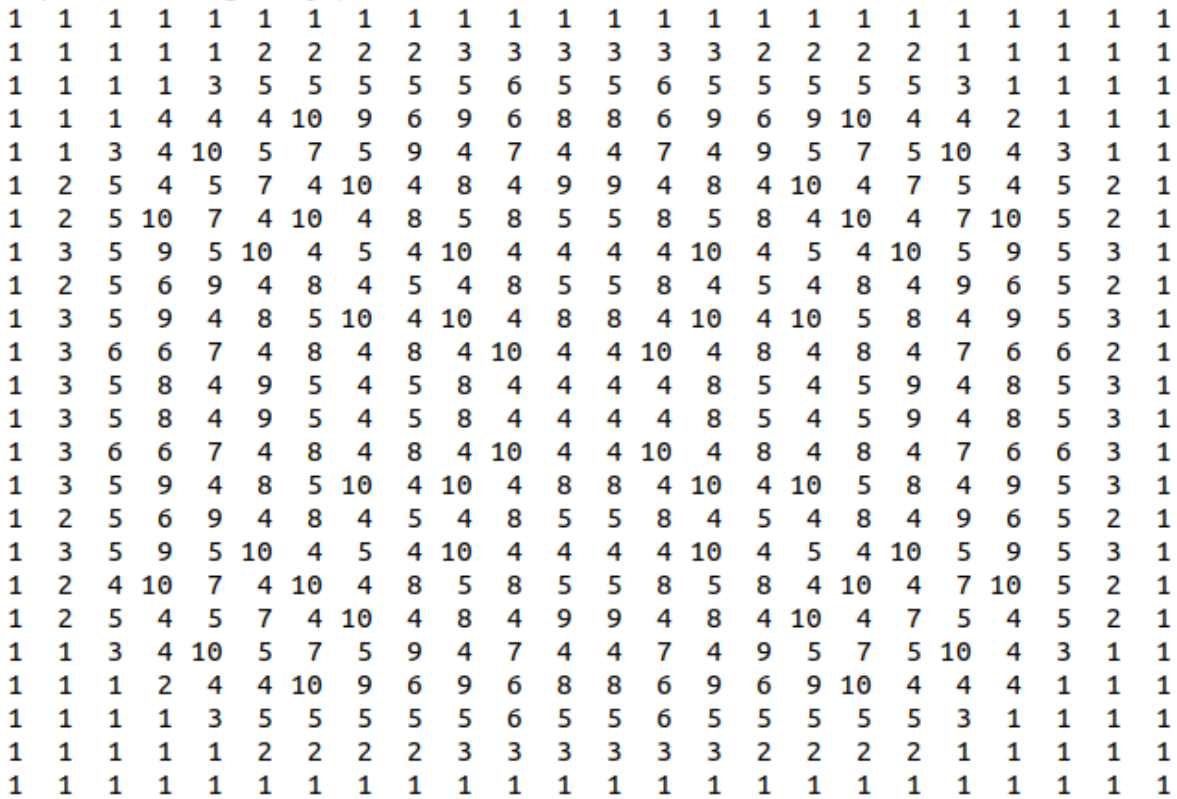


Figura 2. Mapa de la distribución radial de ensamblajes (arreglo xy).

Patrones de barras de control

En esta sección se construye un archivo de entrada con los patrones de movimiento de la secuencia de extracción de las barras de control en el núcleo del reactor. Las distribuciones promedio de potencia axial y quemado de combustible del núcleo consistentes con los patrones de barras, así como las distribuciones de quemado y potencia EOR se dan en la Figura 3 para cada estado del reactor en estado estacionario. La Tabla I proporciona el estado para el paso de quemado correspondiente: potencia del reactor, presión de la vasija, flujo de recirculación y quemado promedio acumulado para el patrón de barras de control mientras que la Figura 3 muestra el número de muescas que se han extraído las barras de control. Los patrones de las barras de control proporcionados se basan en cálculos predictivos y proyecciones de los estados operativos de un reactor LWR.

Tabla I Quemado acumulado en el ciclo a 0 MWd/MT			
Quemado promedio	17081 MWd/MT	Flujo	28.25 Mkg/hr
Potencia del reactor	2315 MW	Presión	1034.8 psia

		48	48	48	48	48	48	48		
	48	48	48	48	48	48	48	48	48	
48	48	48	48	48	48	48	48	48	48	48
48	48	48	06	48	48	48	06	48	48	48
48	48	48	48	48	48	48	48	48	48	48
48	48	48	48	48	08	48	48	48	48	48
48	48	48	48	48	48	48	48	48	48	48
48	48	48	06	48	48	48	06	48	48	48
48	48	48	48	48	48	48	48	48	48	48
	48	48	48	48	48	48	48	48	48	
		48	48	48	48	48	48	48		

Figura 3 Posición axial, en muescas retiradas de las barras de control para el quemado 0 MWd/MT

La inserción desde abajo hace que los ensambles de la barra de control entren a través de la región subenfriada y facilita el reabastecimiento de combustible desde arriba. Las variaciones significativas en la longitud de la secuencia o los cambios importantes en los patrones de las barras durante la operación, como el uso de diferentes tipos de barra de combustible, de longitud completa o parcial, pueden afectar el rendimiento operativo más adelante en el ciclo.

La inserción de la barra de control se realiza en muescas. Así, la posición de la barra de control se describe por el número de muescas retiradas. Por lo tanto, 0 muescas implican una inserción completa y 48 muescas implican una extracción completa. Una muesca equivale a 7.62 cm, por lo tanto, el recorrido total de la barra de control es de 375.66 cm. En la inserción completa de la barra (muesca 0), la parte superior del material de control está 15.24 cm por debajo de la parte superior del combustible activo. En el retiro completo de la barra, la parte superior del material de control está 15.24 cm por debajo de la parte inferior del combustible activo.

Una vez efectuada la asignación inicial de materiales en cada tipo de ensamble, obtenida por *lbar* en el vector NBAR se debe introducir en el algoritmo una interacción entre NBAR_UR y NEMTAB para reflejar una reasignación de materiales inducida por la secuencia de movimiento; en la cual se debe tomar en cuenta el cambio de materiales controlados a no controlados, o viceversa. Para el caso de prueba que se está utilizando con 40 materiales se hace una relación de materiales controlados y no controlados. Esta relación de correspondencia representa para un número de material dado el número de material que le corresponde, por ejemplo, cuando cambia de controlado a no controlado.

El algoritmo debe incluir una automatización de los cambios que se vayan dando en la composición axial de acuerdo con toda una secuencia de extracción. La construcción del algoritmo inicia con la obtención del vector n_{bz} generado por la subrutina *lbar*, y construyendo

los vectores n_{bz_ur} y n_{bz_frd} que son el no controlado (unrodded) y el completamente controlado (fully rodded) en los segmentos de la barra de control, a partir de la distribución inicial de materiales y efectuar los cambios de acuerdo con los patrones de movimiento dictados por la secuencia y programar la interacción con las tablas NEMTAB de manera consistente con la relación de materiales. Se encuentra asignado el tipo inicial de ensamble combustible el cual lee la etiqueta de combustible y la lista axial de materiales, después es leer *read_NEMTAB* en estado inicial del núcleo con condiciones iniciales de *read_burn*, esto generará secciones eficaces iniciales, lo siguiente es determinar la distribución 3D de flujo neutrónico, posteriormente se realiza la llamada a la subrutina *read_burn*.

En el proceso de patrones de barras de control hay dos etapas: la primera etapa consiste en el comienzo de extracción de BC, en secuencia programada por grupos de barras de control hasta llegar a criticidad, todavía con potencia cero, donde en esta etapa no se simula con acoplamiento NK-TH; y en la segunda etapa, una vez teniendo el reactor crítico inicia el calentamiento gradual del mismo mediante la extracción de BC hasta empezar los ascensos de potencia hasta llegar a la potencia nominal de operación del reactor.

En esta etapa de ascenso planeado de potencia se toma en cuenta el uso del incremento coordinado del caudal de refrigerante en el núcleo del reactor. Estas maniobras de ascenso de potencia inducen cambios en las condiciones operativas del reactor; la cuales influyen en los datos que se deben proporcionar al modelo NK-TH junto con los efectos de movimientos de extracción de BC. Durante el movimiento de BC, los cambios de composición axial deben seguir cada paso ordenado por las instrucciones de unos patrones de inserción o extracción. Un paso es la longitud axial que se hace de cada barra de control, donde esta longitud está establecida en los patrones de BC.

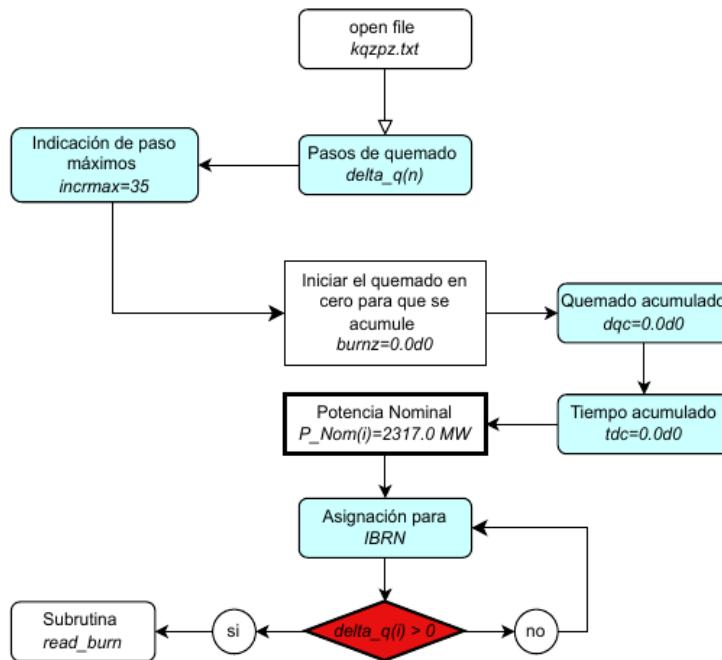


Figura 4 Esquema del algoritmo para barras de control en AZKIND

Esto se realiza construyendo un algoritmo en la subrutina principal *azkind* (Figura 4) leyendo el archivo de entrada con los patrones de barras de control (IBRN) en cada paso de quemado y sus parámetros de entrada. El primer paso en el esquema es la creación de un archivo *kqzpz.txt* el cuál contendrá los resultados de los quemados de combustible. El siguiente paso es la lectura de los pasos de quemado $\delta q(n)$ juntos con la indicación de los pasos máximos, después es dar indicaciones del inicio del quemado y el tiempo para que se acumule $burn=0.0$, $dqc=0.0$, $tdc=0.0$ junto con la potencia nominal. A continuación, cuando los pasos de quemado (IBRN) son mayores que cero se hace uso de la subrutina *read_burn* para realizar los cálculos de quemado en función de los patrones de barras de control.

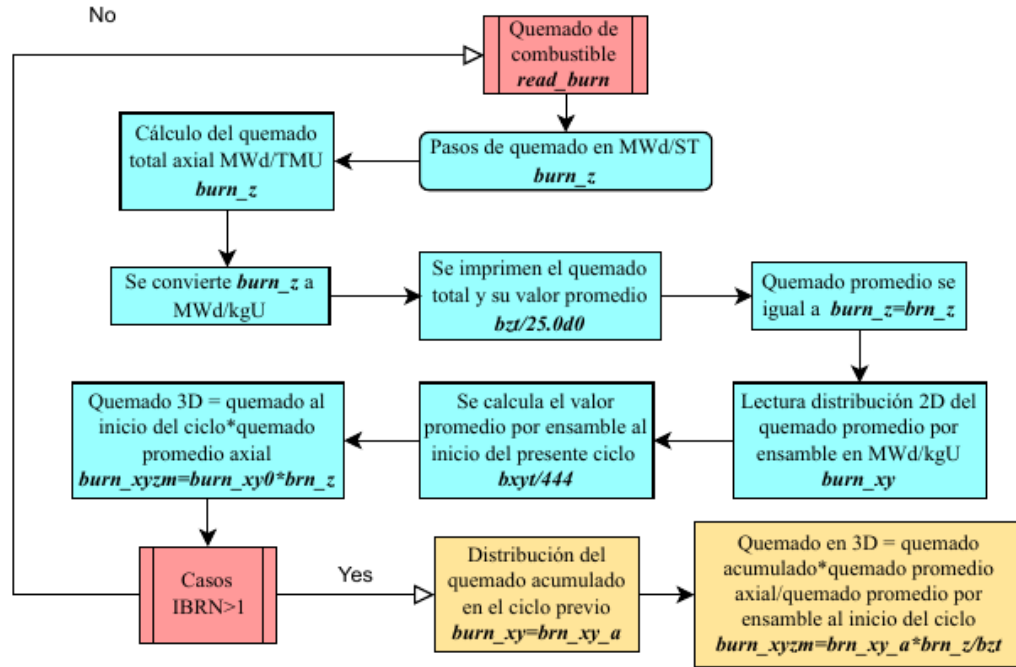


Figura 5 Esquema del algoritmo del quemado de combustible.

La Figura 5 muestra una vista esquemática de los pasos a seguir del algoritmo para el quemado de combustible nuclear en función de los movimientos de barras de control en la subrutina *read_burn*. El vector $burn_z$ para los pasos de quemado se encuentra en MWd/ST y el quemado total axial brn_z en MWd/TMU, se convierte a MWd/kgU. Lo siguiente es imprimir el quemado total y su valor promedio $bzt/25$ y el quemado promedio se iguala a $burn_z=brn_z$. A continuación, se lee la distribución 2D del quemado promedio por ensamble $burn_{xy}$, conseguido esto se calcula el valor promedio por ensamble al inicio del presente ciclo $bxyt/444$ y el quemado tridimensional $burn_{xyzm}$ se iguala al producto del quemado al inicio del ciclo $burn_{xy0}$ y el quemado promedio axial brn_z .

Lo siguiente es dar a conocer el caso de IBRN si es mayor o menor que 1, por consiguiente, si el caso es mayor se determina la distribución del quemado acumulado en el ciclo previo y el quemado de combustible en 3D. En el caso que sea menor el módulo vuelve al quemado de combustible en *read_burn*.

Todo es respecto al grupo de barras de control, total de celdas de control del grupo y coordenadas xy de cada de celda, seguidamente se realiza el movimiento de barras de control y el primer

cálculo del estado reactivo del núcleo. En cada posición de las barras de control cambian los materiales donde se indica si cambia la longitud controlada y no controlada, seguidamente es la reconfiguración de materiales del núcleo, esos cambios se generan internamente en NEMTAB para generar nuevas secciones eficaces, pero con parámetros de retroalimentación promediados posteriormente se actualiza el flujo neutrónico para volver al movimiento de barras de control. La solución con neutrónica es detallada, mientras que la solución termo hidráulica aún no se integra en esta prueba.

Como se mencionó anteriormente los desplazamientos de la BC a velocidad constante de manera axial genera cambios en los materiales y se asignan conforme se mueve el extremo superior de una BC en los nodos axiales. Para determinar los quemados de combustible y sus respectivas potencias térmicas se utilizan las siguientes ecuaciones:

Se supone que en el intervalo de tiempo $(t_\ell, t_{\ell+1})$ el reactor opera a una potencia térmica P_ℓ por lo que el flujo escalar de neutrones debe satisfacer la siguiente ecuación:

$$P_\ell = \sum_{g=1}^G \int_{V_C} \kappa_g \Sigma_{fg} \phi_g dV \quad (4)$$

que en el caso discreto se convierte en

$$P_\ell = \sum_{g=1}^G \sum_{i,j,k} \kappa_{g(i,j,k)} \Sigma_{f(i,j,k)} \phi_{Cg(i,j,k)} \Delta x_i \Delta y_j \Delta z_k \quad (5)$$

De esta manera el quemado promedio de combustible al final del intervalo mencionado estará dado por

$$B_C^{(\ell)} = B_C^{(\ell-1)} + p_\ell \Delta t_\ell; \ell = 1, \dots, L \quad (6)$$

donde $B_C^{(0)} = 0$, L es el número total de pasos de quemado para el ciclo considerado y p_ℓ es la densidad de potencia del núcleo del reactor dada por

$$p_\ell = \frac{P_\ell}{M} \quad (7)$$

siendo M la masa total de material combustible. Para el reactor nuclear considerado M es aproximadamente 90 toneladas métricas. Esto hace que las unidades que manejan los quemados de combustible sean MWd/MT o en su defecto MWd/kgU.

El quemado promedio del núcleo del reactor viene dado por la ecuación.

$$\bar{Q}_{core} = \frac{1}{444} \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} q_{ij} \quad (8)$$

donde $nelx$ y $nely$ corresponden a las subdivisiones en las direcciones x y y para el generado de la malla radial (bidimensional), q_{ij} es el quemado promedio del ensamble combustible ubicado en la posición radial (i, j) , y por lo tanto el quemado promedio del núcleo del reactor en términos del quemado q_{ijk} correspondiente al elemento Q_{ijk} se expresa de la siguiente manera:

$$\bar{Q}_{core} = \frac{1}{1110} \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} \sum_{k=1}^{nelz} q_{ijk} \quad (9)$$

donde $nelz$ es el número de subdivisiones axiales a lo largo de la parte activa de los ensambles combustibles.

El quemado de combustible por ensamble se determina con la siguiente ecuación:

$$q_{FA} = \frac{1}{444} \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} \sum_{k=1}^{nelz} q_{ijk} \quad (10)$$

mientras que el quemado de combustible para la rebanada k -ésima del ensamble de combustible es:

$$q_{Tk} = \frac{1}{444} \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} q_{ijk} \quad (11)$$

Por lo tanto, el quemado promedio del combustible en el núcleo del reactor queda:

$$\bar{Q}_{core} = \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} \sum_{k=1}^{nelz} q_{ijk} = 25 \sum_{i=1}^{nelx} \sum_{j=1}^{nely} q_{ij} \quad (12)$$

Y, por último, el quemado de cada uno de los ensambles es:

$$q_{r(i,j)} = \sum_{k=1}^{nelz} q_{ijk} \quad (13)$$

2.3 Implementación del modelo de movimiento de barras de control

En el modo dinámico los desplazamientos de la barra de control se dan a velocidad constante de manera axial; esto genera una variación en la distribución axial de flujo de neutrones de la zona influenciada por estos movimientos y se determina la potencia normalizada. Se necesita un flujo promediado en cada nodo. Por lo tanto, se requiere una interacción del módulo de barras de control (CRM) y el solver neutrónico MGCS durante el tiempo que dure el movimiento de la BC.

Por otra parte, con el flujo inicial de neutrones se obtiene la potencia normalizada a la potencia de operación. Esta potencia del combustible nuclear en cada ensamble da como resultado un perfil axial de potencia. Estos perfiles se pasan al módulo TH_SS, el cual utiliza condiciones termohidráulicas. En este módulo se realiza el cálculo termohidráulico por canal comenzando en el nodo axial más bajo y avanzando progresivamente hacia arriba hasta el último nodo del canal.

Siguiendo la Figura 5, se tienen dos procesos. En el proceso dinámico se tiene una interacción

sucesiva entre el módulo de barras de control con el módulo de cálculo neutrónico basado en teoría de difusión. En este cálculo dinámico interviene la variable de tiempo dado por el movimiento de la BC a lo largo de un segmento vertical, previamente determinado. En el modo dinámico los desplazamientos de la barra de control (BC) a velocidad constante de manera axial; genera cambios en las propiedades de los materiales a considerar. Este cambio se da cuando el extremo superior de una BC ocupa o desocupa algunos segmentos o nodos. El cambio de materiales consiste en que el tipo de material cambia de material controlado a material no controlado, o viceversa; dependiendo de si la BC está en movimiento de inserción o extracción.

3. RESULTADOS

3.1 Valor de barra y coeficiente de reactividad por temperatura del moderador

Para determinar el valor de barra y del coeficiente de reactividad por temperatura se realizaron los siguientes cálculos: las barras de control se colocaron en la posición 00 muescas, después se colocaron en las sucesivas posiciones de 04, 08, 12, ... hasta 48 muescas. Cabe mencionar que la muesca 00 indica que la barra de control está totalmente insertada y la muesca 48 indica que la barra de control está totalmente extraída.

La Figura 6 muestra la distribución de quemado axial promedio del núcleo al inicio del ciclo. La Figura 7 muestra el comportamiento del coeficiente de multiplicación efectiva k_{eff} en función del quemado en todo el núcleo del reactor en la que se aprecia una variación dentro de un margen de ± 500 pcm. La Tabla II muestra el quemado axial para cada uno de los 25 nodos o segmentos axiales.

Tabla II Quemado al inicio del ciclo forma axial			
Nodo	Quemado al inicio del ciclo [MWd/kgU]	Nodo	Quemado al inicio del ciclo [MWd/kgU]
25	0.196	12	1.153
24	0.255	11	1.177
23	0.062	10	1.199
22	0.779	09	1.220
21	0.905	08	1.242
20	0.988	07	1.263
19	1.045	06	1.283
18	1.084	05	1.296
17	1.086	04	1.287
16	1.119	03	1.206
15	1.108	02	0.964
14	1.091	01	0.304
13	1.123		

Las Figura 8 muestra el comportamiento de la potencia axial relativa para los primeros 5 pasos de quemado. Se observa que todas tienen aproximadamente los mismos valores, debido a que el comportamiento de la potencia relativa es similar en todos los patrones de barras de control porque no involucra la variable de tiempo y no hay una retroalimentación termo hidráulica debido a fallas detectadas en el código AZKIND.

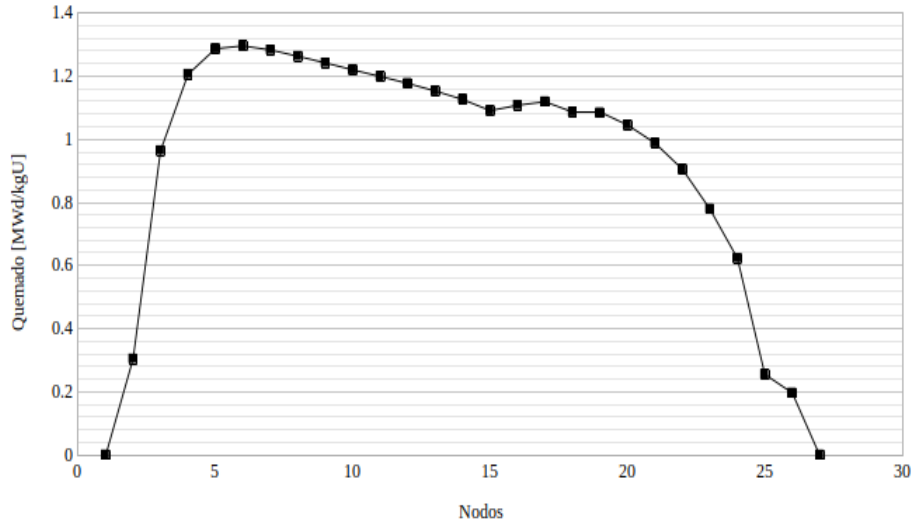


Figura 7. Quemado de combustible en los nodos [MWd/kgU]

Para cada una de las 12 posiciones de inserción consideradas para cada barra de control, se obtuvo el valor del factor de multiplicación efectiva de neutrones y el valor de la reactividad de las barras de control en forma integral. Lo anterior se realizó para 4 escenarios que describen una extracción de barras de control a diferentes temperaturas de moderador:

- CASO 1: barra central
- CASO 2: tres barras diagonales izquierda a derecha.
- CASO 3: tres barras diagonales derecha a izquierda
- CASO 4: cuatro barras en forma de cuadro

La Figura 10 muestra en esta sección representan los resultados obtenidos de la reactividad contra el número de muescas extraídas de todos los casos de configuraciones de barras de control a diferentes temperaturas de moderador y se lleva a cabo un análisis para cada caso.

Se puede observar un comportamiento monótono creciente en función del número de muescas donde se alcanza el pico máximo de reactividad de 0.054 a la temperatura del moderador de 300K, por lo tanto, a menor temperatura del moderador, mayor la reactividad.

La variación del número de muescas introducidas de la barra de control genera variación en el comportamiento de la reactividad a diferentes temperaturas de moderador, debido a la relación que existe entre la absorción de neutrones y la potencia del reactor.

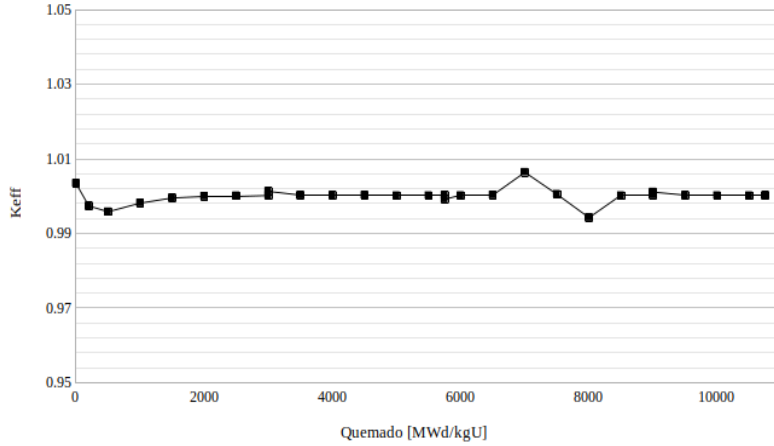


Figura 8. Comportamiento de la k_{eff} respecto al quemado de combustible

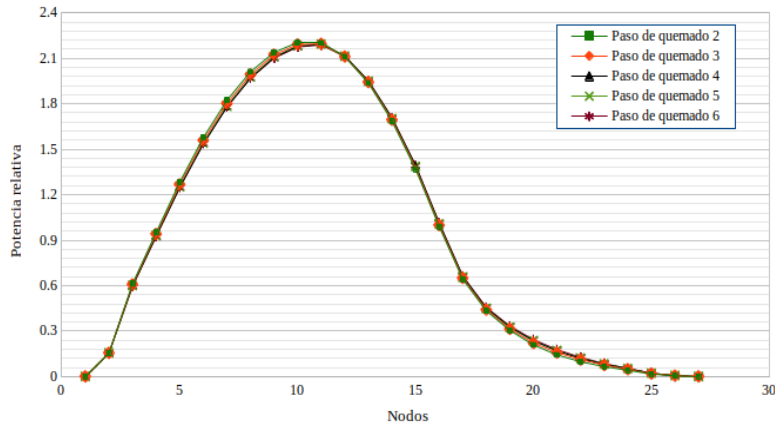


Figura 9. Potencia total [MW] en los pasos de quemado de combustible 2-6

Comportamiento de la reactividad en todos los casos de extracción por muescas a diferentes temperaturas

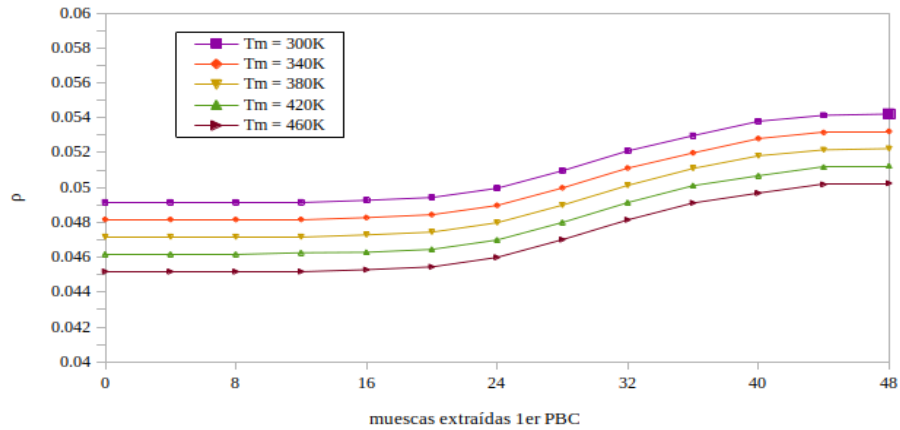


Fig. 10. Resultados de la reactividad

En la Figura 12 se puede observar que disminuye el comportamiento de k_{eff} a un valor de 0.010 en comparación del Caso 1, debido a que en la configuración de BC del Caso 2 se añaden dos barras de control, por lo tanto, aumenta la absorción de neutrones.

El comportamiento del factor de multiplicación efectiva (k_{eff}) y la reactividad contra el número de muescas extraídas para el Caso 3, se puede apreciar que hay gran similitud al Caso 2 debido a que ambos casos contienen tres barras de control en forma diagonal, por lo tanto, el comportamiento será prácticamente el mismo si contiene 3 barras de control en la zona de mayor exposición en el núcleo de forma diagonal en cualquier dirección.

La Figura 11 muestra el comportamiento del factor de multiplicación efectiva (k_{eff}) contra el número de muescas extraídas para el Caso 1 a diferentes temperaturas del moderador (T_m).

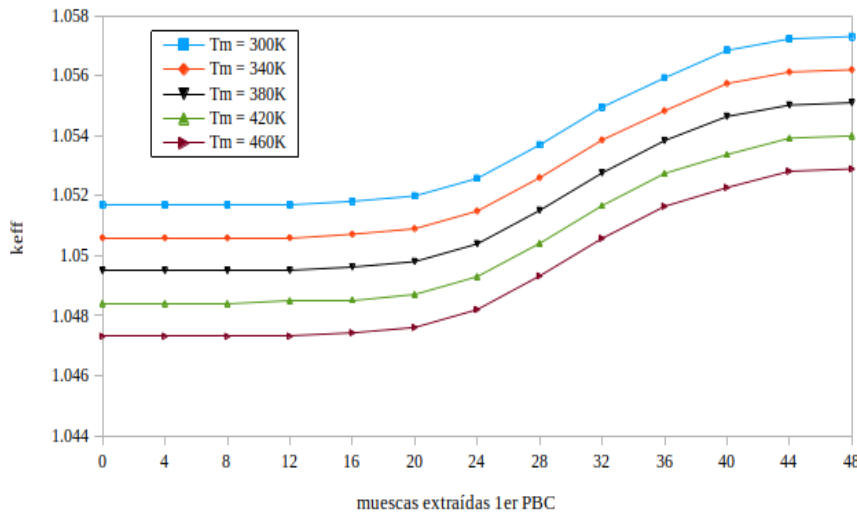


Figura 11. Comportamiento de k_{eff} contra el número de muescas extraídas

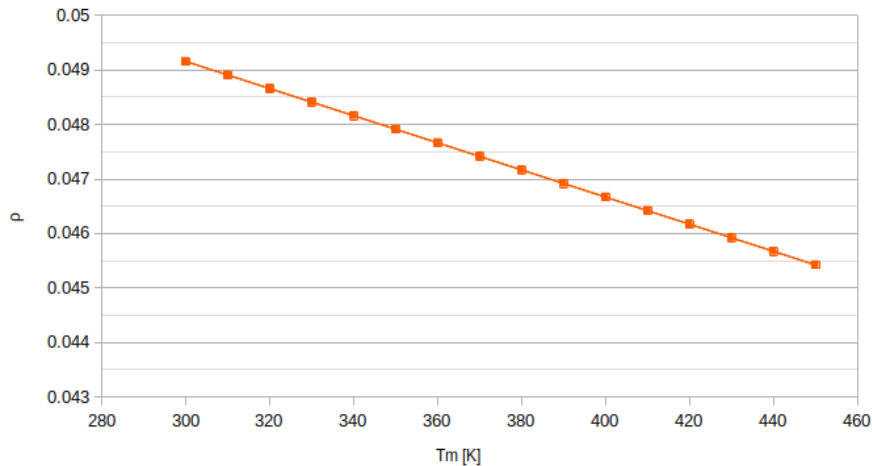


Figura 12. Comportamiento de la reactividad contra la variación de la temperatura del moderador.

Como resultado de los cálculos anteriores se obtuvo el promedio del coeficiente de reactividad por temperatura del moderador cuyo valor numérico es negativo como se esperaba ya que al aumentar la temperatura del moderador la densidad del agua disminuye y en consecuencia la moderación de los neutrones también por lo que habrá un número menor de neutrones térmicos que puedan producir fisiones.

3.2 Aplicación del módulo en estado transitorio

3.2.1 Extracción de una barra de control

Un transitorio se define como un evento en una planta nuclear, el cual procede de un estado normal a un estado anormal. Este evento es producido cuando existe una perturbación que genere un cambio en los parámetros de operación. El estudio de transitorios sirve para estudiar el tiempo de respuesta del reactor y su estabilidad, así como las posibles aplicaciones de control.

En este trabajo se realizó la simulación de dos transitorios introduciendo perturbaciones al reactor debidas a la inserción de muescas de una barra de control lo que conduce a cambios en las propiedades físicas de los materiales que se ven afectados por dicha acción. El primero de los transitorios se llevó a cabo al insertar cuatro barras de control durante 0.05s partiendo del estado crítico del reactor nuclear. Al término de este tiempo las barras de control se regresan a la posición que tenían al tiempo $t = 0s$. En la Figura 13 se muestra el comportamiento de la potencia normalizada para el transitorio descrito en la que se puede observar que debido a la inserción súbita de 4 barras de control la potencia disminuye y que inmediatamente después ésta se recupera debido a que las barras de control vuelven a su posición original. La potencia normalizada mínima que se obtiene durante la primera fase del transitorio es de 0.988 mientras que la máxima alcanzada durante la segunda fase es de 1.0165.

El segundo transitorio realizado consistió en insertar 4 muescas cada 0.01s en cada una de las 4 barras de control. La Figura 14 representa el comportamiento de la potencia normalizada en función del tiempo y en ésta se puede observar el efecto cúspide, en este caso natural, debido a los cambios abruptos que ocurren en múltiplos de 0.01s que es cuando las barras de control penetran 4 muescas más.

4. CONCLUSIONES

El objetivo de este trabajo fue desarrollar y verificar un modelo de barras de control que se adaptó al código AZKIND de la Plataforma AZTLAN. Para cumplir con este objetivo fue necesario familiarizarse con los modelos matemáticos y numéricos en que se basa el código AZKIND y conocer las diferencias específicas entre los reactores nucleares de agua en ebullición (BWR) y de agua a presión (PWR). Lo anterior permitió generar un módulo computacional que a partir de un patrón de barras de control (PBC) conocido, su distribución radial y posición axial, así como el estado físico (quemado) y termodinámico del núcleo del reactor: temperatura del combustible (T_f), temperatura del moderador (T_m), presión (P) y flujo de recirculación (G_f) se obtiene el factor de multiplicación efectiva, la correspondiente reactividad, la distribución axial del quemado y distribución radial y axial de la potencia del reactor.

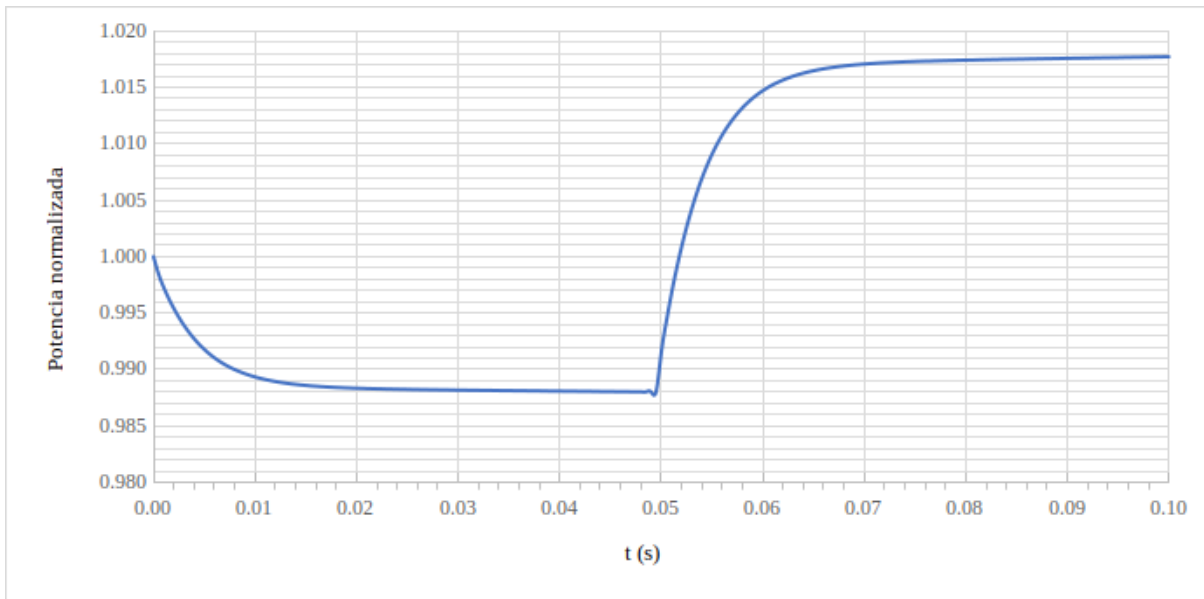


Figura 13. Comportamiento de la potencia normalizada para el primer transitorio partiendo de un estado estacionario

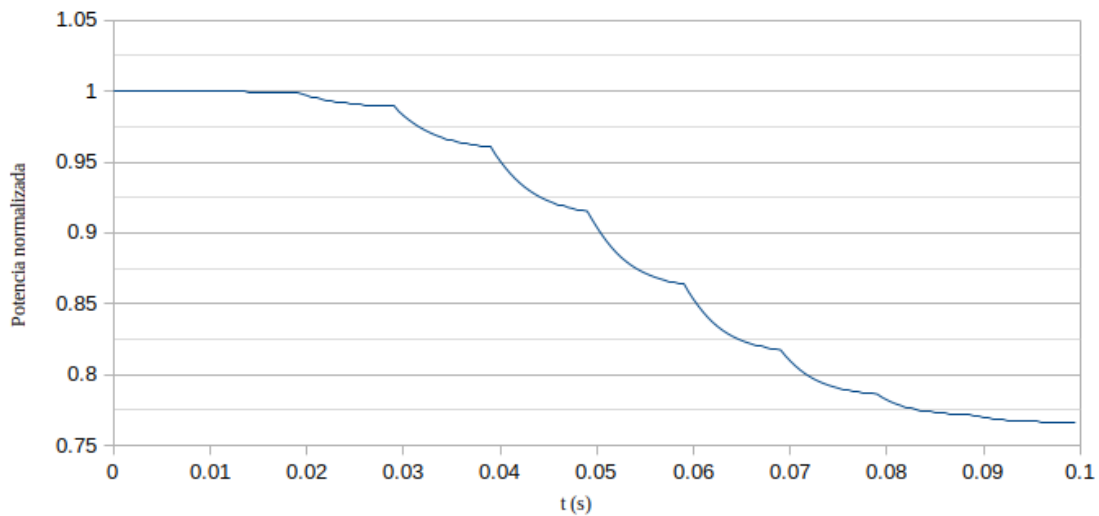


Figura 14. Comportamiento de la potencia normalizada para el segundo transitorio partiendo de un estado estacionario.

Previo a la verificación fue necesario contar también con una biblioteca de secciones eficaces basadas en el formato NEMTAB para cada uno de los 20 materiales sin barra de control y otros 20 más con barra de control. Esta biblioteca fue generada en estudios previos con el código SERPENT. La verificación de la nueva versión de AZKIND se llevó a cabo en varias etapas. La primera etapa consistió en el estudio del ciclo 7 de un BWR que estuvo conformado por 35 pasos de quemado. Este seguimiento se logró partiendo de una distribución radial del quemado previamente conocida. Los resultados para estos 35 pasos de tiempo indican que el factor de multiplicación efectivo (k_{eff}) para cada uno de los PBC está en el intervalo $[0.995, 1.005]$ lo cual se puede considerar como aceptable pues se puede decir que el reactor nuclear considerado se mantuvo prácticamente en su estado crítico. En cuanto al comportamiento de la reactividad y el factor de multiplicación efectiva (k_{eff}) para cada caso de configuración de barras de control, muestran que permanece prácticamente constante hasta las primeras 16 muescas, pero conforme

aumentan las muescas, aumenta la (k_{eff}) pero sigue cercano a la unidad, debido a que conforme se insertan 28 la barra de control disminuye el número de fisiones de neutrones, la temperatura del combustible, y por lo tanto, también disminuye la potencia. En conclusión, a mayor número de barras de control y muescas introducidas, mayor será la absorción de neutrones. En la segunda etapa se realizaron inserciones consecutivas de barras de control, con diferentes distribuciones y a diferentes temperaturas del moderador lo que permitió obtener la variación de la (k_{eff}) en función del quemado del núcleo y en consecuencia la reactividad (ρ) y con esta última obtener finalmente el promedio del coeficiente de reactividad por temperatura del moderador cuyo valor fue -3.12×10^{-5} /K. No fue posible determinar el promedio del coeficiente de reactividad por temperatura del combustible ya que se detectó un error en el módulo TH que conduce a que el sistema acoplado NK-TH en AZKIND no logre converger. En la tercera y última etapa se realizaron inserciones tipo escalón de 4 barras de control. En su primera fase estas barras de control se introdujeron súbitamente y se monitoreó la evolución de la potencia normalizada durante los primeros 0.05s del transitorio para inmediatamente después regresar las barras de control a su posición original y darle seguimiento a la potencia hasta 0.1s. El comportamiento obtenido fue el que se espera para transitorios de esta naturaleza. En una variante de este ejercicio se insertaron 4 muescas cada 0.01s de las 4 barras de control hasta alcanzar el tiempo final de 0.1s. Los resultados obtenidos confirman que la respuesta de la potencia para este transitorio es el adecuado.

Lo anterior apunta a la utilidad del módulo de barras de control que antes no existía y que ofrece la alternativa de obtener la distribución de parámetros termo hidráulicos al inicio de cada nueva configuración de barras de control. El procedimiento seguido en este trabajo podría ser aplicado a los ciclos de operación de los reactores nucleares LWR si se contara con toda la información técnica requerida.

AGRADECIMIENTOS

Los autores del presente trabajo agradecen el apoyo financiero del Proyecto Estratégico Nacional No. 212602 que forma parte del Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER-CONACYT. El primer autor agradece al Instituto Politécnico Nacional, en especial a la Escuela Superior de Física y Matemáticas por permitirle ser parte del Programa de Maestría en Ciencias Fisicomatemáticas y al CONHACYT por la beca de estudios de maestría que le otorgó.

REFERENCIAS

- [1] Salas Cuevas, A., *Solución numérica de las Ecuaciones de Difusión de Neutrones para Varios Grupos de Energía para Geometría XYZ mediante el Método Nodal RTN-0*, Tesis de Maestría, Depto. de Ingeniería Nuclear, ESFM-IPN, México, (1995).
- [2] Rodríguez Hernández, A., *Solución de las Ecuaciones Cinéticas de Reactores Nucleares en 3D Mediante el Método Nodal RTN-0*, Tesis de Maestría, Instituto Politécnico Nacional, Depto. de Ingeniería Nuclear, ESFM-IPN, México, (2002).
- [3] Duran Gonzalez, J., *Development of an Upgraded Version of AZTRAN: A 3D Parallel S_n Transport Code for Light Water Reactor Analysis*, Tesis de Doctorado, Depto. de Ingeniería Nuclear, ESFM-IPN, México, (2021).

Análisis Comparativo de los Reactores de Generación IV: SFR y LFR

Aranzia Pool Bacelis¹, José Vicente Xolocostli Munguía²

*¹Facultad de Ingeniería, Universidad Autónoma de Yucatán
Avenida Industrias no contaminantes s/n, 97203, Mérida, Yucatán, México*

*²Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac, México, 50180
aranziapb@gmail.com; vicente.xolocostli@inin.gob.mx*

Resumen

Los reactores rápidos son una clase especial de reactores nucleares que utilizan neutrones rápidos en lugar de neutrones térmicos para mantener la reacción nuclear en cadena. Esto les permite aprovechar al máximo el potencial energético de los combustibles nucleares, como el uranio o el plutonio. El sodio y el plomo son dos de los materiales más comúnmente utilizados como refrigerantes en los reactores rápidos. Estos metales líquidos tienen excelentes propiedades térmicas, capaces de absorber y transferir eficientemente el calor generado por la reacción nuclear. Su alta conductividad térmica y su punto de ebullición elevado los convierten en excelentes opciones para esta tarea. La importancia de los reactores rápidos de sodio y plomo en la industria nuclear es indudable. Estos reactores, conocidos por su alta eficiencia y versatilidad, juegan un papel crucial en la generación de energía nuclear y el desarrollo de nuevas tecnologías. El presente trabajo recopila las características más importantes de los reactores de Generación IV, específicamente los reactores rápidos refrigerados por sodio, SFR por sus siglas en inglés (Sodium-cooled Fast Reactors) y los reactores rápidos refrigerados por plomo líquido, LFR por sus siglas en inglés (Lead-cooled Fast Reactors); mostrando un panorama general del estado en el que se encuentra cada uno, sus desarrollos y avances. De igual forma se presenta un análisis comparativo entre ambos reactores con tal de identificar las áreas más importantes a continuar desarrollando.

1. INTRODUCCIÓN

En lo que respecta al avance científico y tecnológico de las energías limpias, la energía nuclear no es para nada rezagada. La aplicación de los reactores nucleares para la producción de energía limpia muestra significativos avances año con año.

Desde que se conoce que es posible usar la energía que produce el núcleo a partir de una fisión, el ser humano no ha dejado de poner sus esfuerzos en desarrollar tecnología que sea capaz de capturar, almacenar y distribuir dicha energía, algunos con propósitos más beneficiosos que otros. Sin embargo, uno de los propósitos más beneficiosos e importantes es la producción de energía nuclear de manera limpia y segura. Con esto en mente, a lo largo de la historia se han visualizado diferentes Generaciones de reactores que presentan tecnologías cada vez más avanzadas, como se muestra en la Figura 1. Comenzando con la Generación 0, es aquí donde se presenta la primera

reacción nuclear autosostenida y se empiezan a dar las primeras ideas y diseños de los reactores. Con esto, diversos países presentan sus primeros prototipos de diseños ya funcionales de reactores nucleares, entre los que se encuentran, Rusia, Inglaterra y EE. UU.; dando pie a la Generación I. Con la Generación II se tuvo el auge de los reactores comerciales, donde el desarrollo de la ingeniería permitió una amplia gama de tipos de reactores, como los reactores de agua ligera (PWR y BWR), de agua pesada (PHWR), los moderados por grafito (RBMK, GCR), entre otros. En la actualidad la mayoría de los reactores en funcionamiento pertenecen a esta Generación, sobre todo del tipo de agua ligera [1].

Gracias a la experiencia adquirida durante los siguientes años, fue posible avanzar a la Generación III, donde se perciben notables mejoras en áreas de seguridad y economía. Estos propios sistemas también evolucionaron, hasta llegar a la Generación III+, donde se presentaron diseños estandarizados y simplificados, mayores eficiencias térmicas, alto enriquecimiento del combustible con tal de reducir desechos, mayores tiempos de operación, etc. En los últimos años, varios reactores de esta Generación han sido puestos en marcha conectándolos a la red de energía de los respectivos países, entre los que se pueden mencionar al EPR de Finlandia, AP1000 de China, un APR1400 de los Emiratos Árabes Unidos y otro en Corea y el VVER-1200 de Rusia. Hasta este punto, las mejoras en cada generación para cada tipo de reactor han sido para suplir las necesidades que se van encontrando en el camino, para optimizar y hacer más eficientes los procesos, incluso para mejorar la seguridad y sustentabilidad de estos.

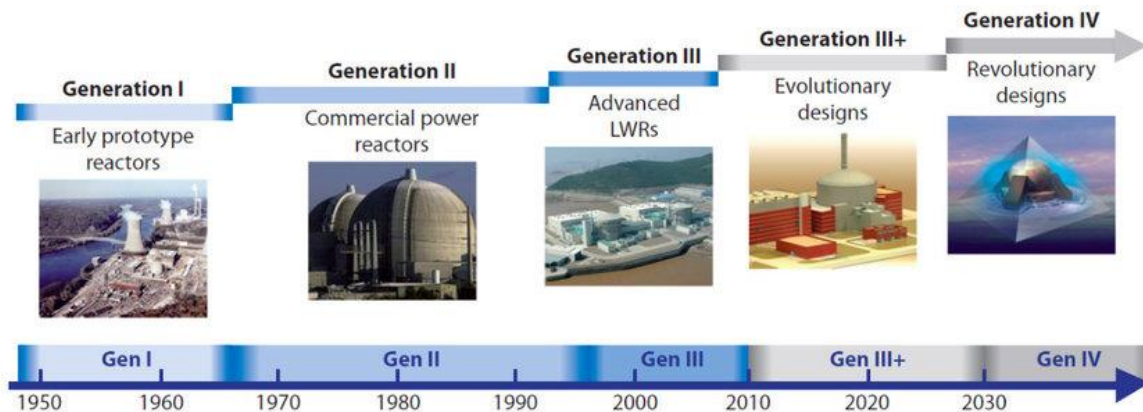


Figura 1. Línea del tiempo de la Evolución de las Generaciones de Reactores Nucleares

A principios de los 2000, un colectivo internacional; llamado Generation IV International Forum (GIF), y que actualmente está conformado por gobiernos de 13 países, llegó a un acuerdo donde se discute que la energía nuclear es ahora significativa y también es vital para el futuro, por lo que es necesario el trabajo y colaboración internacional para avanzar a la siguiente generación de la energía nuclear, la Generación IV [2]. Esta nueva generación ha comenzado su proceso de investigación y desarrollo, con modelos y tecnologías más novedosas, con cambios sustanciales en comparación a los reactores de Generaciones pasadas, pero sobre todo con objetivos claros y específicos.

Si bien, se siguen teniendo avances con respecto a las Generaciones III y III+, es sumamente importante la investigación y desarrollo científico de esta nueva Generación, que ha comenzado a dar sus primeros avances a nivel mundial.

2. REACTORES DE GENERACIÓN IV

Como se ha expuesto, entre las muchas líneas de desarrollo científico y tecnológico se encuentran los casos los reactores de Generación IV, puesto que, aunque no existen plantas con este tipo de reactores a escala comercial, se han comenzado a desarrollar a una menor escala, con tal de percibir su eficiencia; apostándole al futuro de la generación de energía que cumplan requerimientos específicos vinculados a la sustentabilidad, la seguridad nuclear, la economía y la resistencia a la proliferación, conocidos también como objetivos GIF [3]. Generar energía sustentable es una de las grandes metas de este tipo de reactores, y se logra a partir de que los residuos puedan ser tratados y reutilizados. Esto es posible en los reactores rápidos, ya que crean material fisil (Pu-239) por captura neutrónica, a partir de material fértil (U 238) en el núcleo del reactor; y esto lo hace a un mayor ritmo que el consumo de material fisil por fisión por parte del reactor [3]. Además, con el reprocesamiento de combustible gastado se permite una disminución considerable de los actínidos, como el Americio y Curio, isótopos que tienen una alta radiotoxicidad; los cuales no se pueden “quemar” en reactores de agua ligera.

Aunado a la sustentabilidad que prometen los reactores rápidos de Generación IV, también buscan destacarse en seguridad y confiabilidad, esto es, tener una probabilidad muy baja de daño en el núcleo y evitar la necesidad de la evacuación externa de la planta. Económicamente hablando, también se busca que el costo del ciclo de combustible sea menor al de otras fuentes de energía. Cómo última meta importante que se busca en esta generación de reactores es el que no se tengan las posibilidades de robo o desviación de material útil para el desarrollo de armas nucleares [3].

2.1. Diversidad de Reactores

Los reactores de Generación IV se subdividen a partir del espectro neutrónico que abarcan, es decir, según el tipo de neutrones que utiliza el reactor para producir fisión; ya sean térmicos, epitérmicos o rápidos [1].

La característica principal que diferencia a los reactores rápidos, del resto de los reactores de Generación IV es que, estos son capaces de trabajar a más altas temperaturas gracias a que no necesitan reducir la velocidad de la reacción en cadena, es decir, no necesitan moderar a los neutrones (no precisan de un moderador, como el agua), obteniendo así mejores eficiencias [1].

Según el tipo de refrigerante se considera un tipo de reactor diferente, que en principio tienen el mismo funcionamiento físico, pero sus características estructurales y funcionales varían. En los reactores rápidos, la energía que produce el núcleo es mucho mayor que la que produce el núcleo de un reactor térmico, por lo tanto, el tipo refrigerante a usar en los reactores rápidos debe tener buenas propiedades de transferencia de calor [1].

Categorizados como reactores rápidos de Generación IV se tienen los siguientes: el Gas-Cooled Fast Reactor (GFR), el cual es refrigerado con gas (usualmente helio); el Lead-Cooled Fast Reactor (LFR), refrigerado con plomo (Pb); el Molten Salt Reactor (MSR), refrigerado con sales fundidas; el Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR), refrigerado con sodio.

Para los fines principales de este artículo, se analizará y comparará las características principales de los reactores rápidos refrigerados por sodio (SFR) y los refrigerados por plomo (LFR). La importancia de hacer dicho análisis radica en el estudio y desarrollo tecnológico que han tenido, particularmente estos dos tipos de reactores, y como este puede impactar a la generación de energía y sostenibilidad en el futuro. Países como EE. UU., China, India, Rusia, Japón, entre otros; han mostrado gran interés en el desarrollo de estos, así como el plantearse objetivos en los próximos años para la construcción de dichos reactores [4].

3. REACTORES RÁPIDOS DE SODIO Y PLOMO

3.1. Características Generales de los Reactores Rápidos de Sodio (SFR)

Los reactores rápidos refrigerados con sodio (SFR por sus siglas en inglés), tienen la característica principal de, como su nombre lo indica, usar sodio líquido como refrigerante, permitiendo manejar un sistema de refrigeración que trabaja a baja presión y que opera a una alta densidad de potencia [2]. La generación de la energía se da gracias a un circuito secundario de sodio que es, básicamente, un intercambiador de calor conectado a una turbina. Mientras que el circuito primario de sodio mantiene una presión cercana a la atmosférica [5]. Para una comprensión más precisa de los circuitos, se visualiza el diseño en la Figura 2.

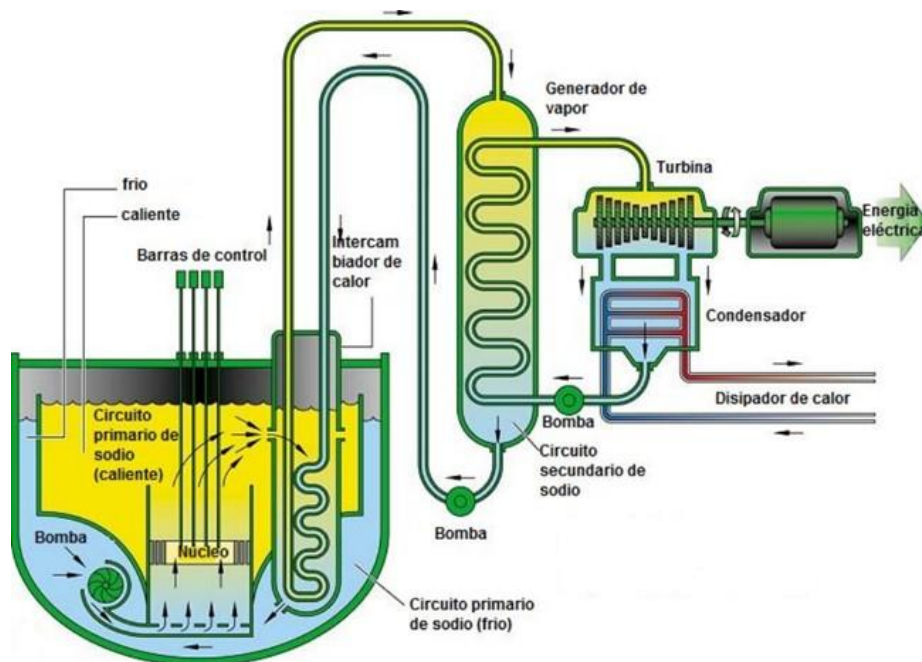


Figura 2. Diagrama del diseño del SFR tipo piscina propuesto por el GIF

Como se ha mencionado con anterioridad, es muy importante que el refrigerante en un reactor rápido cuente con buenas propiedades de transferencia de calor; en el caso del SFR, el sodio líquido presenta un elevado punto de ebullición, calor de vaporización, capacidad calorífica y conductividad térmica [2]. Estas propiedades permiten que el sistema tenga una respuesta rápida ante un posible sobrecalentamiento que se pudiera experimentar, es decir, cuenta con una inercia térmica significativa, lo que garantiza una mejor seguridad.

Una de las características más llamativas e importantes de este tipo de reactor es la capacidad de regenerar el combustible fisionado y facilitar el tratamiento de los actínidos menores. Esto lo logra a partir de un ciclo de combustible cerrado avanzado, donde los elementos combustibles son separados de los productos de fisión y de los actínidos, con tal de ser reutilizados en la central nuclear; mientras que los últimos dos pasan por un proceso de transmutación, acortando sus vidas medias, y con esto disminuir considerablemente el tiempo en el que se mantendría la radiactividad de los desechos [1].

3.1.1. Desarrollo histórico y tecnológico de los SFR

El concepto de un reactor refrigerado por sodio no es tan novedoso como aparenta. Desde los años 50's se comenzó el desarrollo de este tipo de reactores con los objetivos de la producción de energía, calefacción centralizada, desalación del agua y diversas aplicaciones experimentales. Hasta la fecha se han construido más de dieciocho reactores refrigerados por sodio a lo largo de diferentes países, como lo son, EE. UU., Japón, Corea, Francia, Rusia, China e India; siendo estos los pioneros en el desarrollo de la tecnología de los SFR, e incluso de los reactores de Generación IV. [6].

Sin embargo, a pesar de que, prácticamente, los SFR existen desde la creación de los primeros prototipos tempranos de reactores de Generación I, fue a inicios de los 2000's que se retomó la discusión sobre la viabilidad de estos tipos de reactores [2]. Pero no fue hasta los 2010's que inició su verdadero desarrollo tecnológico, pues fue cuando se comenzó a hablar de los reactores de Generación IV [7].

Estos desarrollos tecnológicos han permitido que los diseños de los SFR abarquen diversas características y configuraciones que pueden ser útiles para diferentes necesidades y contextos. Estas configuraciones se aglomeran en tres distintas, las cuales presentan diferencias estructurales y ciertas ventajas según la necesidad que se busque cubrir.

- Tipo POOL (piscina): Los componentes del circuito primario se mantienen sumergidos en un tanque que contiene el sodio líquido. Las ventajas más notables son que el sodio radiactivo no se dispersa, hay mayor tolerancia a las fugas, a los cambios transitorios y a los fallos de los componentes.
- Tipo LOOP (lazo): Los componentes del sistema de transporte térmico primario, como lo son el reactor, el intercambiador de calor, la bomba primaria, etc., están conectados por un sistema de tuberías, los cuales forman un bucle continuo que transfiere el calor. Dentro de las ventajas a destacar, están la optimización y localización de los componentes, la

reducción de la estructura del núcleo y la existencia de intercambiadores de calor intermedios.

- Tipo Modular: Sistema idéntico al tipo POOL, pero en menor escala. Su principal ventaja es que son útiles en zonas de desarrollo o pequeñas zonas aisladas.

La diversidad de este tipo de configuraciones permite a los reactores trabajar a diferentes potencias, desde los 50 MWe hasta los 1500 MWe [4]. Sin embargo, es importante recalcar que el punto más importante que se busca desarrollar es la eficiencia y capacidad de reutilizar el combustible, así como tratar los actínidos, productos de la fisión del núcleo [1].

3.1.2. Estatus actual de los SFR

Actualmente se cuenta con proyectos en diferentes países donde se está dando pie a la construcción y desarrollo de los SFR, con el objetivo, no solo de la producción de energía, sino también de hacer mejoras para cumplir los principios que buscan cumplir los reactores de Generación IV, la sostenibilidad, seguridad, economía y la no proliferación.

A continuación, se presenta una tabla con los proyectos en desarrollo de los SFR que existen en la actualidad.

Tabla I. Principales proyectos de SFR en el mundo

Característica	SMFR	KALIMER	ESFR	JSFR
Procedencia	EE. UU.	Corea	Unión Europea	Japón
Tipo	Modular	POOL	POOL	LOOP
Potencia (MWe)	50	500	1500	500
Eficiencia %	38	39	42	38
Combustible	MOX	U-TRU-10 %Zr	MOX	MOX

En el resto de Europa, se van integrando cada vez más proyectos que buscan desarrollar los SFR. Países como Francia y España, apoyan los proyectos del EURATOM (European Atomic Energy Community), tales como el CP-ESFR y SOFIA [6]. Aunado a esto, la GIF presenta un estimado sobre la evolución del desarrollo de las tecnologías sobre los SFR, tal como se puede ver en la Figura 3.

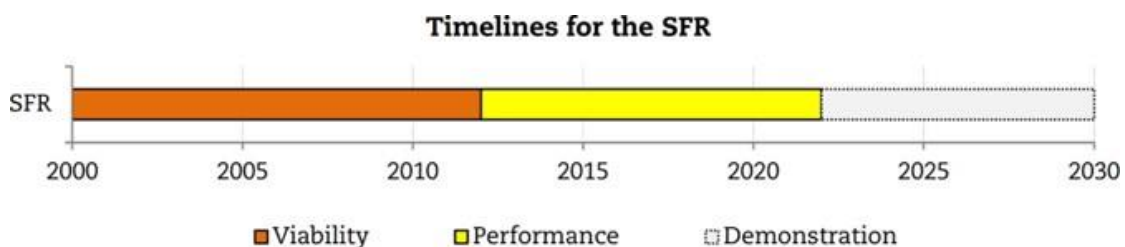


Figura 3. Línea del tiempo sobre la evolución del desarrollo de los SFR según Generation IV International Forum (GIF)

3.2. Características Generales de los Reactores Rápidos de Plomo (LFR)

Los reactores rápidos refrigerados por metal líquido, o más conocidos por plomo líquido (LFR por sus siglas en inglés) son los otros tipos de reactores que más características llamativas tienen, junto con los SFR. Como su nombre lo indica, este tipo de reactores usan metal líquido como refrigerante; siendo la mejor opción el plomo, o en otro caso, la aleación de plomo bismuto, esto debido a que funcionan muy bien a presión atmosférica y a altas temperaturas, gracias al elevado punto de ebullición con el que cuenta el plomo (1743°C) [2]. Los LFR pueden presentar diversas configuraciones según el proyecto que se esté desarrollando, pero para tener una idea general de su configuración, el GIF propone el siguiente diseño, según la Figura 4:

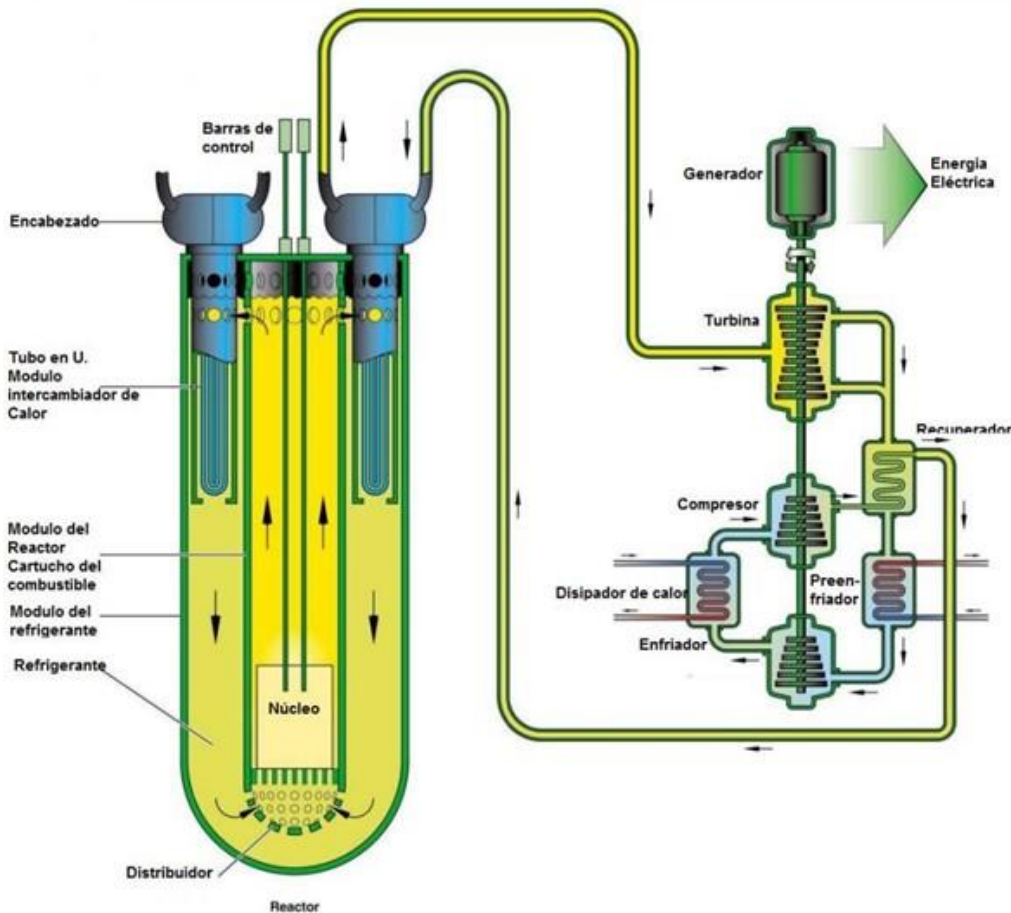


Figura 4. Diagrama del diseño del LFR propuesto por GIF

El Pb, o bien, el Pb-Bi tienen propiedades fisicoquímicas ventajosas para actuar como refrigerante, entre las que destacan las siguientes [2]:

1. Inercia química. Esto quiere decir que no existe una reacción entre el Pb/Pb-Bi con el aire o agua, por lo que no hay combustión y el refrigerante se mantiene inerte.
2. Punto de ebullición alto. Esto permite una mayor seguridad, pues se elimina el riesgo de incendio del núcleo.

3. Alta densidad. Esto contribuye a una mejor dispersión del combustible.
4. Gran inercia térmica.
5. Protección de los rayos gamma, retención del yodo y cesio. Gracias a esta capacidad, se reduce en gran manera la liberación de productos de la fisión que sean volátiles.
6. Baja moderación de neutrones. Esto permite una baja caída de presión en el núcleo y reduce el riesgo de bloqueo del flujo. Esto contribuye a que exista un enfriamiento por convección natural en el sistema primario para la eliminación del calor.

3.2.1. Desarrollo histórico y tecnológico de los LFR

De manera similar al desarrollo que tuvieron los SFR, los LFR presentaron sus primeros diseños e investigaciones a inicios de los años 50, siendo que las primeras ideas de usar metal líquido como refrigerante en un reactor se dieron a principios de los 40. Sin embargo, debido a las dificultades que se hallaron tratando de estudiar la compatibilidad de los materiales, varias investigaciones realizadas por EE. UU. se descontinuaron [8].

Quienes siguieron con las investigaciones y el desarrollo fueron los científicos e industrias Soviéticas y rusas, esfuerzos que, hoy en día, continúan por parte de los rusos. En su momento, la Ex Unión Soviética impulsó grandes esfuerzos al estudio del Pb-Bi como refrigerante para reactores nucleares, pues su objetivo principal era el diseño y construcción de reactores nucleares para propulsar submarinos. Estos esfuerzos rindieron frutos, pues el académico A.I. Leipunsky logró plantear un método de oxidación pasiva con tal de gestionar la corrosión de los materiales a través de controles químicos en sistemas que involucran metales líquidos pesados [9].

Es así como, para el año 1963, se crea el primer submarino nuclear con un reactor refrigerado por Pb-Bi, llevando el nombre de “Project 645”. A partir de este se desprendió una larga línea de submarinos potenciados por este tipo de reactores denominados “Clase Alfa”, siete submarinos construidos y operados, más dos prototipos terrestres. A lo largo de estos años, de diversos diseños, desarrollos y puestas en marcha; se buscó satisfacer las necesidades de mejoras que presentaba cada proyecto, dando como resultado las principales áreas de oportunidad que hoy en día se conocen de los LFR y que se abordarán más adelante [10].

A lo largo de estos años, estas investigaciones sobre las características del refrigerante Pb/PB-Bi han dado pie a que exista un desarrollo tecnológico con dos vertientes diferentes en cuanto al tamaño de los sistemas de los LFR, aunque algunos autores consideran hasta tres tipos (pequeño, intermedio y grande) [1]. Los sistemas pequeños (que involucran a veces a los intermedios), buscan ser diseñados para trabajar con potencias entre 50 y 150 MWe, lo que permitiría hacerlos transportables y capaces de operar con recargas para más de quince años, haciendo que el reactor pueda operar con núcleos reemplazables para una mejor gestión del combustible; lograr un alto nivel de seguridad pasiva y una elevada resistencia a la proliferación; de igual forma, aprovechar su calor para otras aplicaciones como la producción de H₂ o la potabilización de agua [6].

El segundo sistema, que compete a la operación con potencias entre 300 y 1200 MWe, cumple con las características que se han mencionado con anterioridad de un reactor enfocado a la producción de energía, teniendo la posibilidad de operar a temperaturas mayores; una muy alta

temperatura de ebullición del refrigerante; un espectro neutrónico más rápido; y una mayor compatibilidad del refrigerante con aire y agua [6].

3.2.2. Estatus actual de los LFR

En la actualidad existen diversos proyectos en desarrollo y constante innovación, sobre todo por países como EE. UU. y Rusia, sin olvidar mencionar a EURATOM. Estos proyectos abarcan desde reactores de altas potencias hasta reactores más pequeños tipo Modular que puedan ser transportables, presentando diseños cada vez más novedosos que se enfocan en la integración de sistemas y desarrollo de combustibles y materiales [2].

A continuación, se presenta una tabla de los proyectos más relevantes en los últimos años.

Tabla II. Principales proyectos de LFR en el mundo

Característica	ALFRED	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
Procedencia	Europa	Europa	Rusia	EEUU
Tipo	POOL	POOL	POOL	POOL
Potencia (MWe)	125	600	300	20
Eficiencia %	42	42	42	44
Combustible	MOX	MOX, U238	PuN+UN	PuN+UN

Es importante hacer hincapié que existen otros países que, de igual forma, están desarrollando novedosos conceptos y proyectos sobre los LFR; como Japón y China que buscan la inserción de un sistema accionado por un acelerador a reactores pequeños y de investigación; incluso Corea, que ya ha reportado los resultados de su LFR tipo modular [2]. Con esto, el GIF reporta la evolución que ha tenido el desarrollo de los LFR, el cual se visualiza en la Figura 5:

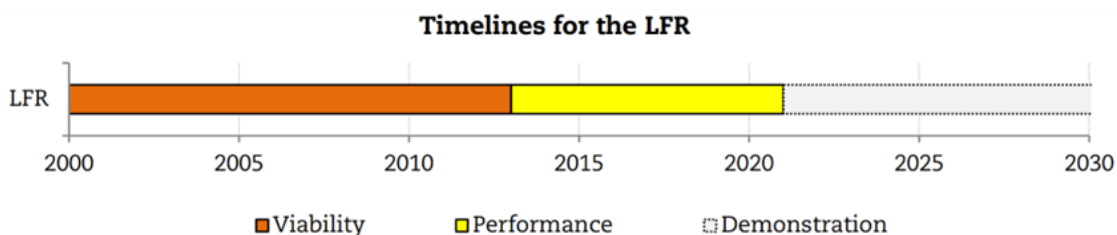


Figura 5. Línea del tiempo sobre la evolución del desarrollo de los LFR según el GIF

4. ANÁLISIS COMPARATIVO

A partir de la definición de las características más relevantes de cada tipo de reactor, como se ha dado su desarrollo y la situación actual de cada uno; resulta totalmente relevante plantear las fortalezas y áreas de oportunidad más significativas con las que cuentan. De esta forma, se plantean a continuación los puntos correspondientes a cada tipo de reactor.

A continuación, se presentan dos cuadros que comparan aspectos relevantes de las fortalezas y áreas de oportunidad de cada tipo de reactor. Los aspectos más relevantes para evaluar son los siguientes:

- **Aspecto Fisicoquímico:** Se describe todo lo relacionado sobre la naturaleza del refrigerante, como reacciona y como es el manejo específico de este.
- **Aspecto de Diseño:** Se describe todo lo relacionado a la estructura, composición, y funcionamiento del reactor, así como sus diferentes modelos.
- **Objetivos GIF:** Se describe todo lo relacionado al cumplimiento de los objetivos que persiguen los reactores de Generación IV (sustentabilidad, economía, seguridad y confiabilidad, y resistencia a la proliferación y protección física).
- **Avances:** Se describe todo lo relacionado a que nivel de investigación y desarrollo se tienen los prototipos actuales.

4.1. Fortalezas y Ventajas

Tabla III. Principales fortalezas y ventajas de los SFR y LFR

Aspecto	SFR	LFR
Fisicoquímico	Inercia térmica significativa (debido al alto punto de ebullición, calor de vaporización y conductividad térmica) – amplio margen de ebullición y funcionamiento cercano a la presión atmosférica.	Sin reacción exotérmica entre el Pb y el H ₂ O o el aire. Punto de ebullición alto – sin riesgo de incendio del núcleo y óptimo para trabajar a altas temperaturas y a presión atmosférica. Alta densidad – mejor dispersión. Gran inercia térmica. Gran inercia química.
Diseño	Ciclo de combustible cerrado – regeneración del combustible fisiónable y manejo de actínidos. Diversidad de configuraciones – POOL, LOOP y MODULAR.	Ciclo de combustible cerrado - conversión del uranio fértil y manejo de actínidos. Diversidad de diseños – pequeños, transportables, intermedios, modulares y grandes.

<p style="text-align: center;">Objetivos GIF</p>	<p>Tecnologías de reciclaje de combustible - procesamiento acuoso avanzado y proceso pirometalúrgico (sustentabilidad).</p> <p>Uso de combustible MOX (sustentabilidad).</p>	<p>Protección contra rayos gamma (seguridad y confiabilidad).</p> <p>Retención de yodo y cesio (seguridad y confiabilidad).</p> <p>Uso de combustible MOX y U-238 (sustentabilidad, resistencia a la proliferación y seguridad).</p> <p>Facilidad de diseños transportables y modulares – reducción de costos (economía).</p> <p>Uso de sistemas de seguridad pasiva gracias a la difusión de neutrones (seguridad y confiabilidad).</p>
<p style="text-align: center;">Avances</p>	<p>Existencia de reactores en operación y en construcción.</p> <p>Investigaciones para la mejora de los generadores de vapor.</p> <p>En desarrollo los enfoques de monitoreo de la reacción sodio/agua.</p> <p>Desarrollo y experimentación de modelos analíticos para lograr la seguridad pasiva y la prevención y mitigación de accidentes.</p> <p>Nuevos estudios que proponen cambios en el segundo y tercer circuito del reactor.</p> <p>En desarrollo la investigación de materiales para revestimiento del combustible que soporten altas dosis de neutrones y temperaturas.</p>	<p>Desarrollo de proyectos demostrativos.</p> <p>Desarrollo de reactores pequeños reactores modulares para la exploración de su potencial.</p> <p>Desarrollo y pruebas (estáticas y dinámicas) de avanzados materiales resistentes a la corrosión.</p> <p>Primeras ideas para el control del oxígeno en el refrigerante.</p> <p>Primeros desarrollos por parte de los rusos para atrapar y remover el Po-210.</p>

4.2. Áreas de Oportunidad

Tabla IV. Principales necesidades y áreas de oportunidad de los SFR y LFR

Aspecto	SFR	LFR
Fisicoquímico	<p>Necesidad de un sistema de refrigeración sellado para evitar la reacción sodio/agua.</p> <p>Necesidad de opciones para eliminación del calor de descomposición.</p>	<p>Necesidad del control químico (O₂) para prevenir la corrosión en las estructuras a altas temperaturas.</p> <p>Alto punto de fusión del refrigerante – mantener elevadas temperaturas para evitar la solidificación del plomo.</p>
Diseño	<p>Arquitectura específica para el sistema de seguridad.</p> <p>Necesidad en desarrollar técnicas para la inspección y reparaciones en servicio.</p>	<p>Existencia de problemas sísmicos y estructurales debido al peso del refrigerante.</p> <p>Dificultad en la extrapolación del éxito de los reactores pequeños en submarinos a reactores de mayor capacidad conectados a la red eléctrica (diferencias significativas como temperatura y el espectro de neutrones).</p>
Objetivos GIF	<p>Falta de herramientas, diseños y sistemas enfocados al análisis de seguridad.</p> <p>Sin pruebas necesarias para el cumplimiento del objetivo económico.</p> <p>Necesidad de mejorar de los coeficientes de reactividad por vaciado</p>	<p>Alto punto de fusión y opacidad del refrigerante – dificultad en el monitoreo e inspección de los componentes del reactor (seguridad).</p> <p>Acumulación de Po-210 volátil, fuerte emisor alfa (sustentabilidad y protección física).</p>
Avances	<p>Necesidad de investigación sobre: modelización de accidentes severos, diseños sismorresistentes, componentes y tecnologías avanzadas para mejorar la competitividad económica, el ciclo supercrítico de CO₂ Brayton y nitrógeno ciclo de gas Brayton para mejores conversiones de energía, transmutación del americio.</p>	<p>Unificación de avances de los diferentes gobiernos.</p> <p>Necesidad de investigación sobre: corrosión de materiales, instrumentación, tecnología y manejo del combustible, modelación y simulación, reprocesamiento del combustible y técnicas de medición en un medio opaco.</p>

4.3. Comparativa como Refrigerante

Si bien, un análisis comparativo con respecto a las propiedades físicas, químicas, experimentales y las respectivas propuestas futuras para los SFR y LFR es de gran importancia; resulta imperativo hacer un análisis sobre el rendimiento como refrigerante de ambos tipos de reactores. La selección del refrigerante tiene un gran efecto sobre el flujo neutrónico y la operación del reactor, ya que el refrigerante ocupa una gran cantidad del volumen del núcleo [11].

Para llevar a cabo la comparativa, se simuló con el código SERPENT un ensamble de combustible de un reactor rápido, en dos casos diferentes, primero con refrigerante de sodio y después con plomo. Los datos y la geometría de ensamble se muestran en la figuras y tabla siguiente.

Tabla V. Características del ensamble del reactor rápido utilizado en la simulación

	Combustible SA		Control SA		SS SA		Blindaje de Boro SA	Fuente de neutrones SA
	Combustible	manta	Regulación	Espaciamiento de Seguridad	Tipo I&II	Tipo III&I V		
Número de SA en el núcleo (operación de carga)	79		2	3+3	39	355	230	1
Longitud de SA, mm	2592		2580		2592	2592	2592	2580
Masa de SA, kg	29~31		22~23		41~43	42~44	31~33	39~41
Número de barras	61		7		7	1	7	7 ⁽¹⁾
Diámetro de la retícula de las barras, mm	6.95		15.5		20.6	N/A	20.15	20.7
Diámetro exterior del revestimiento, mm	6.00		14.9		20.0	54.0	19.2	20
Diámetro interior del revestimiento, mm	5.40		12.9		N/A ⁽²⁾	N/A ⁽²⁾	17.2	N/A
Diámetro del cable espaciador, mm	0.95		1.3×0.6 ⁽³⁾		0.6	N/A	0.95	1.3×0.6 ⁽³⁾
Paso de rosca del cable espaciador, mm	100		100		100	N/A	100	100
Material efectivo y enriquecimiento	UO ₂		B ₄ C		SS	SS	B ₄ C, 19.8a% 10B, Natural	Cf-252
	64.4±0.5, wt%	0.3~0.72, wt%	19.6a% ¹⁰ B (Natural)	92.0a% ¹⁰ B				
Masa total de UO ₂ o B ₄ C en cada SA (kg)	5.30±0.13	1.28/3.23 ⁽⁴⁾	0.87		N/A	N/A	2.43	0.43E-6
Longitud del material efectivo, mm	450	100/250 ⁽⁵⁾	510		N/A	N/A	800	N/A

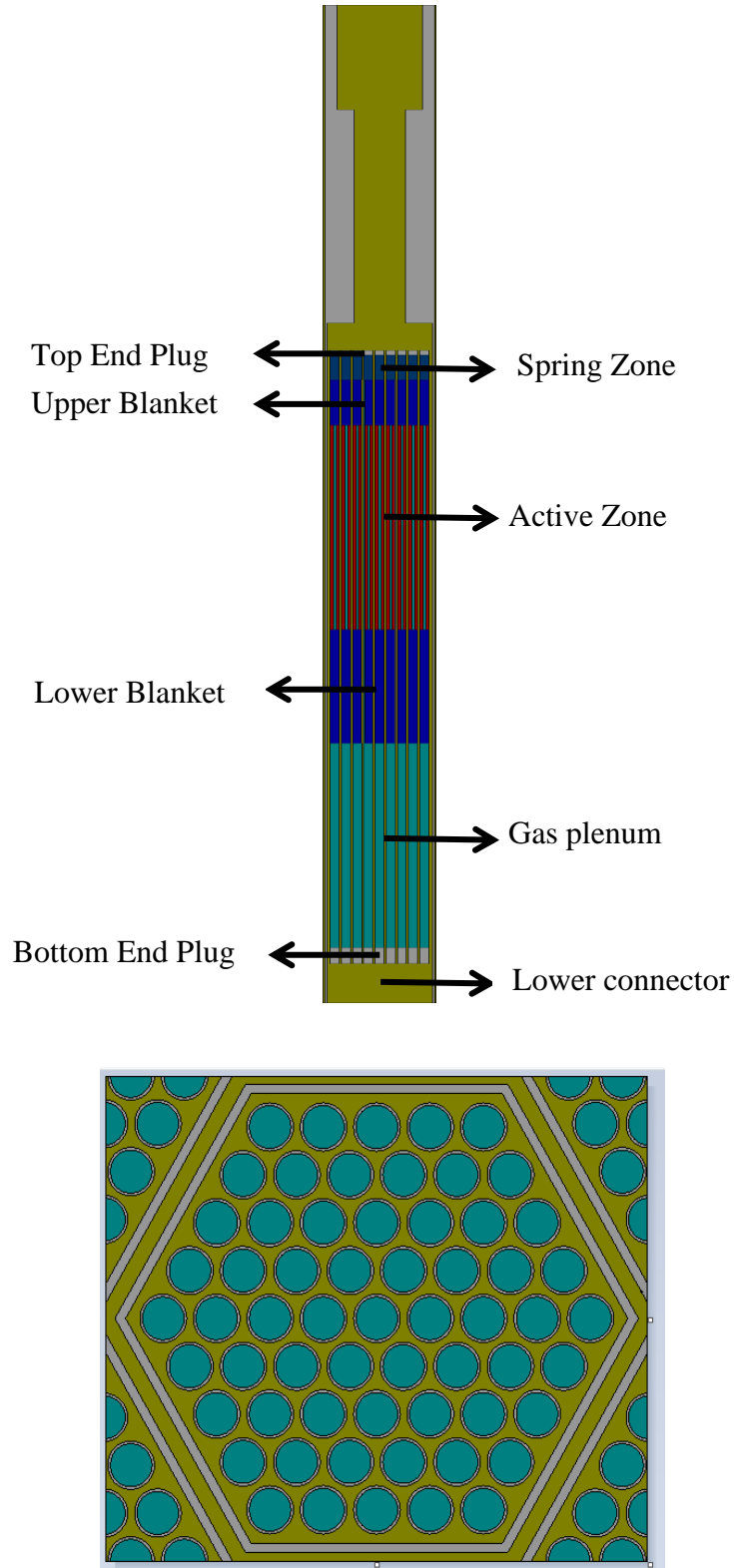


Figura 6. Geometría axial y radial del ensamble utilizado en la simulación

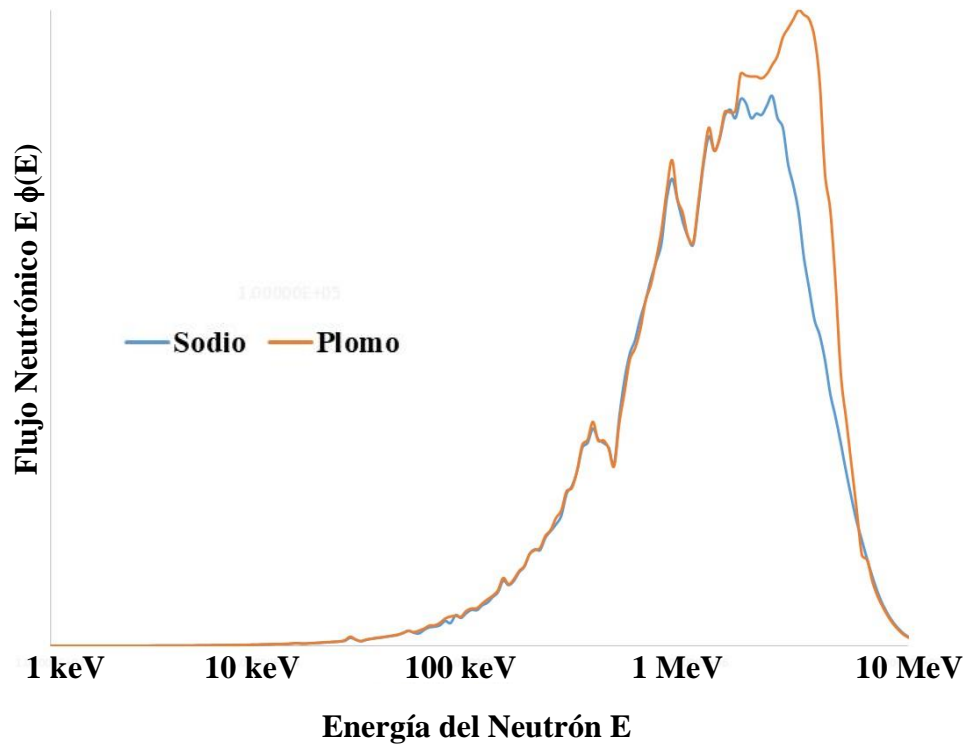


Figura 7. Comparativa del Espectro entre SFR y LFR

Como se puede observar en los resultados mostrados en la Figura 7, el plomo tiene un más bajo poder de moderación respecto al sodio, ya que los átomos del plomo son mucho más pesados, así mismo se puede notar el endurecimiento del espectro en ambos casos. Sin embargo, a pesar de ser el plomo un moderador pobre, tiene una alta sección eficaz de dispersión. Como resultado, el utilizar plomo conlleva a un enriquecimiento crítico más bajo y con el sodio, a utilizar un enriquecimiento más alto.

4. CONCLUSIONES

Los reactores de Generación IV presentan las alternativas más completas en cuanto a la evolución de la energía nuclear, trayendo consigo aspectos realmente ventajosos de generaciones pasadas, pero enfocándose en desarrollar nuevas soluciones con el objetivo de cumplir con los 4 pilares de esta generación: sustentabilidad, seguridad y confiabilidad, economía y la resistencia a la proliferación.

Los reactores rápidos refrigerados por sodio (SFR) y por plomo (LFR), pertenecientes a los reactores de Generación IV, presentan mayores avances significativos en cuanto a sus modelos y procesos, llegando al punto de iniciar con la construcción comercial de estos, principalmente los de sodio. Tanto los SFR como los LFR presentan grandes ventajas en diferentes áreas, muchas de las cuales compartes, como lo son los puntos de ebullición altos, buenas inercias térmicas, los ciclos cerrados para el reprocesamiento de combustible y sobre todo el uso del espectro neutrónico rápido. Existen diferencias significativas de acuerdo a sus necesidades, por esto

mismo se visualizan avances distintos entre uno y otro. Además, como se pudo observar en la simulación realizada, aunque el plomo tiene mejores características como refrigerante al ser muy baja la moderación, tiene la desventaja de una sección eficaz de dispersión alta.

Si bien, aún quedan muchas necesidades y áreas de oportunidad que satisfacer, puesto que cada refrigerante presenta características que pueden complicar o perjudicar un correcto funcionamiento de los reactores. Resulta imperativo continuar con los esfuerzos de investigación en pro de este tipo de reactores, pues marcan la evolución de la energía nuclear como una ventana para un futuro energético más sustentable y eficiente

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a la Sociedad Nuclear Mexicana y al programa MENTOREANDO por el apoyo brindado para la presentación de este trabajo, así como al M. en C. Vicente Xolocostli Munguía, por su guía y consejos.

REFERENCIAS

1. Martínez M., Carolina. (2017). Reactores Nucleares de IV Generación. Grau en Enginyeria de Recursos Energètics I Miners. Universitat Politècnica de Catalunya.
2. Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. (2014). A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems Executive Summary. United States. <https://doi.org/10.2172/859105>
3. Azpitarte, O. (2018). Reactores nucleares de Generación IV. Estudios de Vigilancia y Prospectiva Tecnológica en el área de Defensa y Seguridad.
4. Yang S., Won. (2014). Advances in Reactor Concepts: Generation IV Reactors. Purdue University.
5. Álvarez M., G. (SF). MATERIALES PARA LA GENERACIÓN IV DE REACTORES NUCLEARES. Comisión Nacional de Energía Atómica, CAC, Dpto. Materiales
6. Romero G., Enrique. (2012). REACTORES DE GENERACIÓN IV: CAMINO A LA SOSTENIBILIDAD A LARGO PLAZO DE LA ENERGÍA NUCLEAR. *Dyna*, 1(3). <https://doi.org/10.6036/es1008>
7. Hill, Robert. (2016). Sodium Cooled Fast Reactors (SFR). https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_87589/gen-iv-webinar-series-4-sodium-cooled-fast-reactor-bobhill?hlText=SFR
8. Weeks, J.R. (1971) "Lead, Bismuth, Tin and Their Alloys as Nuclear Coolant,". *Nuclear Engineering and Design*. Volume 15. Pages 262-372.
9. A.V. Zrodnikov et al., (2000). "Use of Russian technology of ship reactors with lead-bismuth coolant in nuclear power," In *Small power and heat generation systems on the basis of propulsion and innovative reactor technologies*, technical report IAEA-TECDOC-1172, IAEA, Vienna.
10. Alemberti, A., Tucek, K., et al. (2020). Lead-cooled Fast Reactor (LFR) System Safety Assessment. GIF Risk & Safety Working Group.
11. Judd, Anthony M. "An Introduction to the Engineering of Fast Nuclear Reactors", Cambridge University Press, ISBN 9781139540858, (2014).

Medida de Flujo de Neutrones con Laminillas de Indio en el Reactor Nuclear Subcrítico del IPN

Itzel Adriana Olguín Rodríguez, Edmundo Leonardo Serrano Hernández, Gustavo Alonso Vargas, Alonso Álvaro Sánchez Ríos, Edmundo del Valle Gallegos
Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. IPN s/n, Col. Lindavista, Ciudad de México, 03020, México.
iolguinr1400@alumno.ipn.mx; eserranoh1500@alumno.ipn.mx;
gustavoalonso3@gmail.com; asanchez@ipn.mx; evalle@ipn.mx

Arturo Delfín Loya
International Journal of Nuclear Energy Science and Technology
Route de Pre-Bois, 14. 1216 Cointrin-Geneva
Switzerland
arturodlfn@gmail.com

Resumen

La distribución del flujo de neutrones en la región central del reactor subcrítico del Instituto Politécnico Nacional se mide de manera experimental mediante el método de activación de laminillas. Se tiene un soporte sujetador de muestras y una herramienta para introducir y retirar el montaje de las muestras a irradiar en el núcleo. Las laminillas se analizan en un sistema multicanal con detector de yoduro de sodio. Los resultados de las laminillas de Indio medidas aportan la actividad de estas que, a través de un programa en Fortran adecuado por el área de ingeniería nuclear del Departamento de Física, proporciona los valores calculados del flujo promedio de neutrones subcádmico, epicádmico y total, los valores obtenidos para el subcrítico son: $1.7575E+03$, $1.8033E+03$ y $3.56E+03$ n/cm²-seg respectivamente.

1. INTRODUCCIÓN

El flujo de neutrones en los reactores nucleares subcríticos de entrenamiento difiere significativamente entre ellos. Al efecto se deben tener en cuenta varias consideraciones para garantizar una comparación adecuada como son: características y diseño del combustible, arreglo geométrico del núcleo, contención, moderador, etc.

El Instituto Politécnico Nacional (IPN), cuenta con una instalación que alberga un reactor subcrítico denominado Chicago 9000 [1], donde se llevan a cabo técnicas de medición para evaluar parámetros nucleares del mismo. La determinación de la distribución del flujo de neutrones subcádmico, epicádmico y total en el subcrítico, es importante para el funcionamiento

de éste. La técnica de análisis por activación neutrónica se basa en la medición de la radiación liberada por el decaimiento de los núcleos radiactivos formados al irradiar los materiales con neutrones y permite por este método indirecto determinar el flujo de neutrones. Esta técnica requiere dedicarle tiempo en la irradiación y en el proceso de medición.

En el presente trabajo se presentan los resultados obtenidos por el método de activación de laminillas de In que fueron ubicadas en cuatro direcciones cardinales y justo a la altura media del subcrítico para medir indirectamente el flujo de neutrones.

2. TEORÍA

La actividad absoluta de las láminas irradiadas se determina mediante el método de espectrometría gamma, y el flujo de neutrones se obtiene a partir de la actividad de la laminilla correspondiente después de aplicar las correcciones necesarias. Se utiliza la técnica del corte del Cd para separar los flujos subcádmico y epicádmico, de acuerdo con los materiales que se tienen en el Laboratorio del Reactor Nuclear de Departamento de Física (LRN-DF) de la ESFM-IPN. Para la medición de los perfiles de flujo axial y radial en el núcleo, se divide el arreglo de combustibles en secciones verticales y radios equidistantes horizontalmente.

2.1. Detección de Neutrones

Los neutrones son partículas que no ionizan directamente la materia, por lo que se tienen que detectar por medio de efectos secundarios que den lugar a interacciones con medios detectores, los cuales se pueden utilizar para determinar su intensidad, su energía y sus efectos de dosis. Para neutrones térmicos: (0 a $\gg 5$ kT, donde k es la constante de Boltzmann y T es la temperatura absoluta), los principales efectos de este tipo son:

1. Reacciones de captura que dan lugar a partículas ionizantes pesadas que se pueden detectar rápidamente.
2. Reacciones de activación que dan lugar a radiactividad inducida que se puede detectar un tiempo después de la exposición.

La activación por neutrones térmicos y rápidos de laminillas se emplea para mapear los flujos de neutrones, dentro y fuera de los núcleos de los reactores, y cerca de otras fuentes de interés. Los materiales más usados son el In y Au, debido a que estos materiales se pueden obtener en forma pura, su maleabilidad permite obtener espesores uniformes, tienen vidas medias cortas y secciones eficaces altas. En este trabajo se utiliza el ^{115}In que tiene una abundancia de 95.7% y una sección eficaz de activación térmica de 161 ± 5 barns [2]; en la reacción (n, γ) genera el $^{116\text{m}}\text{In}$ con vida media de 54.29 min, y la energía característica que se utiliza para determinar las actividades inducidas por la activación de neutrones es de 1293.56 (84.8%) keV.

Al activar laminillas detectoras, se encuentra que la rapidez de producción del isótopo radiactivo es proporcional al flujo de neutrones y a la sección eficaz de activación de la reacción (n, γ) . Para una muestra delgada, se puede considerar que la probabilidad de una interacción es mucho menor que uno para un neutrón específico, al efecto el flujo de neutrones no se perturbará y la rapidez R

[3-6] a la cual ocurren las interacciones de activación dentro de la laminilla se expresa como sigue:

$$R = \Sigma_{ac}\varphi V \quad (1)$$

donde:

Σ_{ac} : Sección eficaz macroscópica de activación promedio sobre el espectro de neutrones. Sólo se considera la reacción (n, γ) en cm^{-1} .

φ : Flujo de neutrones promediado sobre la superficie de la laminilla en n/cm^2 -seg.

V : Volumen de la muestra sometida a la irradiación por neutrones en cm^3

Si el isótopo producido es estable, la cantidad del isótopo en cualquier tiempo es el producto de la rapidez dada por la ecuación (2.1) y el tiempo de irradiación. Aunque, en el caso de la producción de isótopos radiactivos, la formación y el decaimiento del isótopo radiactivo se efectúan casi simultáneamente. La rapidez de decaimiento está dada por $-\lambda N$, donde λ es la constante de decaimiento y N es el número total de núcleos radiactivos presentes o que sobreviven del isótopo en el tiempo t . La rapidez neta de cambio en N ó de crecimiento (producción) del isótopo radiactivo, dN/dt , está dada por:

$$dN/dt = \Sigma_{ac}\varphi V - \lambda N \quad (2)$$

Suponiendo que el flujo de neutrones es invariable durante la exposición ($R =$ constante) y despreciando el decrecimiento del número de núcleos blanco durante la medición, "quemado". La solución para la ecuación (2.2) se obtiene de:

$$dN/dt + \lambda N = R \quad (3)$$

al multiplicar la ecuación (2.3) por el factor integrante $e^{\lambda N}$, se tiene:

$$e^{\lambda N}[dN/dt + \lambda N] = Re^{\lambda N} \quad (4)$$

$$d(Ne^{\lambda t}) = Re^{\lambda t} \quad (5)$$

integrando

$$\int d(Ne^{\lambda t}) = \int Re^{\lambda t} dt + C \quad (6)$$

$$Ne^{\lambda t} = Re^{\lambda t}/\lambda + C \quad (7)$$

empleando las condiciones iniciales: $N = 0$, para $t = 0$, se tiene:

$$C = -R/\lambda \quad (8)$$

en particular, para un número de átomos N_1 en el tiempo t_1 .

$$N_1 = (R/\lambda)(1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (9)$$

$$N_1 = (\Sigma_{ac}\varphi V/\lambda) (1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (10)$$

Así la actividad absoluta de la laminilla está dada por:

$$\lambda N_1 = \Sigma_{ac}\varphi V(1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (11)$$

Ajustando un contador para obtener la actividad indicada por la ecuación (2.11), la actividad de conteo A_1 estará dada entonces por:

$$A_1(t) = k\lambda N_1 = k\Sigma_{ac}\varphi V(1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (12)$$

La actividad inducida va creciendo con el tiempo y se aproxima a una asíntota ($k > 0$ constante de proporcionalidad). Por lo que para un tiempo de irradiación (t_1) infinito, se obtendrá la actividad límite llamada "actividad de saturación" A_S .

$$A_S = k\Sigma_{ac}\varphi V \quad (13)$$

y así:

$$A_1(t) = A_S(1 - e^{-\lambda t_1}) \quad (14)$$

Por lo general, después de que se retira la muestra o laminilla de la fuente de irradiación, transcurre un cierto tiempo antes de iniciar el conteo, si el conteo se inicia en t_2 , entonces la actividad de la laminilla en t_2 , estará dada por:

$$A_2 = A_S(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)} \quad (15)$$

para la actividad de saturación, A_S , resulta:

$$A_S = A_2/[(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)}] \quad (16)$$

En general, el tiempo de conteo no es corto comparado con la vida media y la expresión apropiada se obtiene por integración, la cual dará el número total de cuentas (C) sobre cualquier tiempo de conteo desde cero hasta $(t_3 - t_2)$, como la ecuación (2.15) representa la actividad cuando se inicia el conteo, el intervalo de conteo se extenderá de algún tiempo cero ($t_2 - t_2$) a $(t_3 - t_2)$, donde t_2 marca la terminación del tiempo de espera y el inicio del tiempo de conteo, este intervalo termina en t_3 . Los tiempos t_1 , t_2 y t_3 se registran a partir de que se inicia la irradiación. Bajo las condiciones anteriores, el número total de cuentas C , está dado por:

$$C = \int_0^{t_3-t_2} A_2 dt \quad (17)$$

$$C = A_S(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)} \int_0^{t_3-t_2} e^{-\lambda t} dt \quad (18)$$

la solución de la ecuación (2.18) es:

$$C = [A_S/\lambda] (1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)}(1 - e^{-\lambda(t_3-t_2)}) \quad (19)$$

una variante de la Ecuación (2.19) es:

$$A_S = C\lambda / [(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)}(1 - e^{-\lambda(t_3-t_2)})] \quad (20)$$

Aun cuando las ecuaciones descritas son válidas para usarlas con cualquier sustancia radiactiva, bajo condiciones apropiadas, son de valor particular en estudios experimentales de radiactividad que involucren el uso de laminillas. El siguiente ejemplo ilustra el uso en este caso. Suponiendo que se desea calcular el flujo de neutrones asociado a un cierto conteo de actividad. La rapidez de interacción R , de los neutrones con los núcleos de la muestra está dada por la ecuación (1) es:

$$R = \Sigma_{ac}\varphi V = \sigma_{ac}Nm \varphi / \rho \quad (21)$$

donde:

σ_{ac} : sección eficaz microscópica de activación en cm^2 .

φ : flujo de neutrones en $\text{n/cm}^2\text{-seg}$.

N : número de núcleos de la muestra $/\text{cm}^3$.

m : masa de la laminilla, en gramos.

ρ : densidad de la laminilla, en g/cm^3 .

La rapidez de interacción en términos de la actividad de conteo es entonces:

$$R = A_S \varepsilon = \lambda C_S \varepsilon \quad (22)$$

donde ε es la eficiencia de conteo y C_S es el conteo total a saturación (o sea $C_S = A_S/\lambda$), véase la ecuación (2.20). De las ecuaciones (2.20), (2.21) y (2.22) se tiene:

$$\phi = C\lambda / [\varepsilon \sigma_{ac} N (m/\rho)(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda(t_1+t_2)}(1 - e^{-\lambda(t_3-t_2)})] \quad (23)$$

Por lo general, los materiales que se irradian no son puros, sino que están compuestos por varios isótopos, sin embargo, por conveniencia sólo uno de ellos será importante para considerarlo en la activación, por lo que hay que tomar en cuenta la abundancia natural, F , de este único isótopo.

También se acostumbra a medir la actividad de un sólo tipo de radiación. Por ejemplo, para el caso en que desee medir sólo la actividad debida a radiación gamma, entonces cada material del blanco seleccionado dará lugar a ciertos rayos gamma específicos, cuya fracción de producción se puede denotar por P_γ , en unidades de gammas por desintegración. Entonces, para determinar un flujo de neutrones desconocido se requiere activar una laminilla, de masa y composición conocidas, y contar la actividad en un sistema cuya eficiencia se haya previamente determinado para una geometría dada. Por lo que finalmente se tendrá:

$$\phi = \lambda(C - B) / [F P_\gamma \varepsilon \sigma_{ac} N (m/\rho)(1 - e^{-\lambda t_i}) e^{-\lambda t_e} (1 - e^{-\lambda t_c})] \quad (24)$$

donde:

$(C - B)$: Número de cuentas netas de la muestra, (B es el conteo de fondo).

F : Abundancia del núcleo blanco en %.

- P_γ : Fracción de producción de rayos gamma específicos (γ /des).
 ε : Eficiencia del detector para los rayos gamma específicos de energía E, en cuentas/ γ .
 t_i : Tiempo de irradiación t_1 en segundos.
 t_e : Tiempo de espera $t_1 + t_2$ en segundos.
 t_c : Tiempo de conteo $t_3 - t_2$ en segundos.

Finalmente se consideran los factores de autoblindaje por flujo rápido para energías térmicas en laminillas de Cd que se utilizan para el corte del cadmio F_{Cd} , y el factor de corrección por flujo térmico F_p , resultando las siguientes expresiones

$$\phi_{sub} = \lambda F_p (C - B) [1 - F_{Cd}] / \left[F P_\gamma \varepsilon \sigma_{ac} N \frac{m}{\rho} (1 - e^{-\lambda t_i}) e^{-\lambda t_e} (1 - e^{-\lambda t_c}) \right] \quad (25)$$

$$\phi_{epi} = \lambda F_p F_{Cd} (C - B) / \left[F P_\gamma \varepsilon \sigma_{ac} N \frac{m}{\rho} (1 - e^{-\lambda t_i}) e^{-\lambda t_e} (1 - e^{-\lambda t_c}) \right] \quad (26)$$

3. METODOLOGÍA

Para alcanzar los objetivos planteados, se procede de la siguiente manera.

- a) En la balanza analítica se pesan las laminillas de In y se registran los valores. (ver Figura 1.a)
- b) Se genera un arreglo de laminillas y se identifica con etiquetas (desnudas y cubiertas con Cd), (ver Figura 1.b).
- c) En un bastidor, se monta el arreglo de laminillas e introduce en el reactor, repitiendo este proceso para cada una de las direcciones donde se proyecta colocar laminillas (ver Figura 2.a).
- d) Se extrae la fuente de neutrones de PuBe del Howitzer y se introduce en el centro del núcleo del reactor subcrítico (Ver Figura 2.b), en este momento se registra la hora de inicio de la irradiación.
- e) Después de un tiempo determinado de irradiación, se extrae la fuente de neutrones del centro del núcleo del reactor subcrítico y se introduce en el Howitzer, en este momento se registra la hora de fin de la irradiación.
- f) Se enciende el sistema de conteo, tomando en cuenta que la estabilidad electrónica del equipo se suele alcanzar después de unos 10 minutos de calentamiento. (ver Figura 3)
- g) Con las fuentes calibradas de rayos gamma de cobalto y cesio, se calibra el espectrómetro en energía.
- h) Obtener y registrar las eficiencias del sistema de conteo para cada una de las energías de los fotónicos de interés.
- i) Para cuando empiece la medición, las laminillas de In ya se habrán irradiado.
- j) Extraer los bastidores del núcleo del subcrítico y desarmar los arreglos para separar los porta-laminillas etiquetados.
- k) Comenzar el conteo en el multicanal y registrar la integral bajo la curva de la región de interés determinada para el ^{116m}In , repetir este paso para cada laminilla.
- l) Registrar en cada medición los tiempos involucrados (irradiación, espera y conteo).
- m) Cuidar que cada medición vaya acompañada de una medición del fondo.

- n) Realizar un archivo de entrada en un formato específico que contempla los registros que se realizan en el procedimiento.
- o) Ejecutar el programa que se tiene en el LRN-DF y que contiene las ecuaciones desarrolladas en la sección de teoría.
- p) Obtener y analizar los resultados que se obtienen en el archivo de salida.



Figura 1. a) A la izquierda el pesado de laminillas. b) A la derecha el arreglo de laminillas.



Figura 2. a) A la izquierda la introducción del arreglo en el subcrítico. b) A la derecha la fuente de neutrones a introducirse en el subcrítico



Figura 3. Sistema de análisis multicanal

4. RESULTADOS

El flujo de neutrones del reactor de subcrítico Chicago 9000 obtenidos en el presente trabajo, para energías de neutrones por debajo de ~ 0.5 eV (energía de corte de ^{113}Cd), denominados subcádmicos, y para energías mayores a la descrita denominados epicádmicos, sus errores porcentuales, así como los flujos promedio de neutrones y total, se presentan en la Tabla I.

Derivado de las mediciones llevadas a cabo en el LRN-DF, se acumulan errores debido a: el instrumento de medición, factores ambientales, calibración del multicanal, tolerancias geométricas en la posición de medición de las muestras, tiempos de espera, de conteo y de irradiación, etc; por lo que es necesario calcular los errores, al efecto se emplea un algoritmo numérico que estima iterativamente los parámetros o pesos de ajuste de datos ideales al intentar minimizar la media de la distancia al cuadrado de los errores entre cada punto de datos y la estimación ajustada correspondiente conocido como el método de mínimos cuadrados.

Las Figuras 4.1 y 4.2 muestran los flujos de neutrones subcádmicos y epicádmicos tomando como referencia en el eje x, cero el centro del núcleo del reactor subcrítico y se desplaza hacia la frontera del núcleo, de lado derecho de las gráficas se muestran los respectivos errores porcentuales. La Figura 4.3 representa el flujo total, con un ajuste polinomial de orden 2.

Tabla I. Flujo de neutrones subcádmico, epicádmico y total

Posición [cm]	Flujo Subcádmico $\text{n/cm}^2\text{-seg}$	% Error Subcádmico	Flujo Epicádmico $\text{n/cm}^2\text{-seg}$	% Error Epicádmico	Flujo Total $\text{n/cm}^2\text{-seg}$
2.54	3.2982E+03	1.4670E+01	2.8687E+03	1.4521E+01	6.17E+03
7.62	3.0082E+03	1.4154E+01	2.5363E+03	1.5666E+01	5.54E+03
12.70	2.5534E+03	1.5045E+01	2.2596E+03	1.6487E+01	4.81E+03
17.78	1.7150E+03	1.8340E+01	2.0386E+03	1.8399E+01	3.75E+03
22.86	1.1344E+03	1.9315E+01	2.0710E+03	1.7010E+01	3.21E+03
27.94	1.0793E+03	1.6858E+01	1.7637E+03	1.1176E+01	2.84E+03
33.02	9.1600E+02	1.6986E+01	7.5869E+02	1.4723E+01	1.67E+03
38.10	3.5576E+02	2.4742E+01	1.2974E+02	5.2288E+01	4.86E+02
Promedio	1.7575E+03		1.8033E+03		3.56E+03

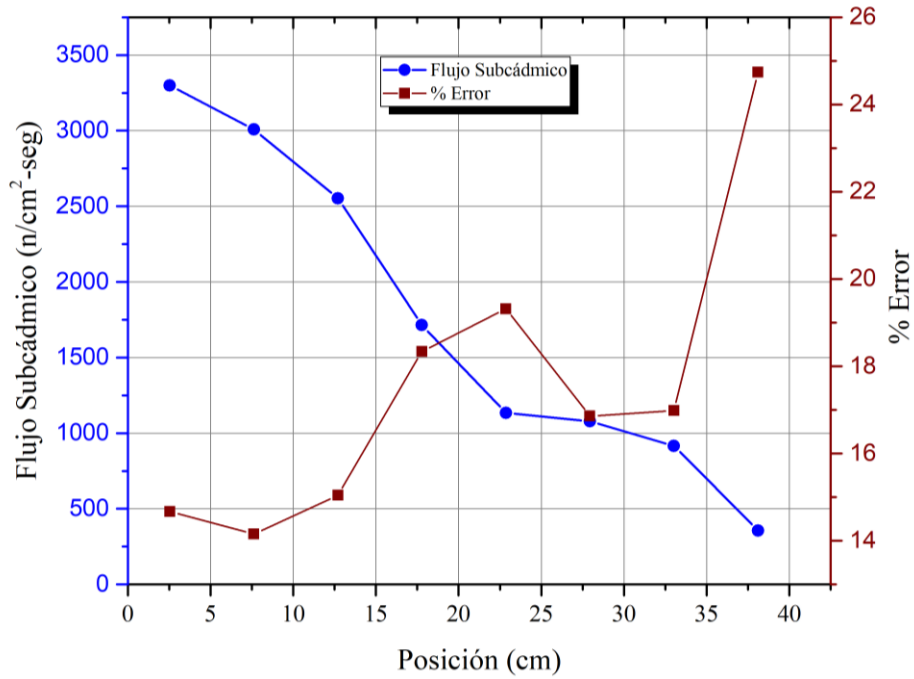


Figura 4. Flujo subcrítico del reactor subcrítico del IPN

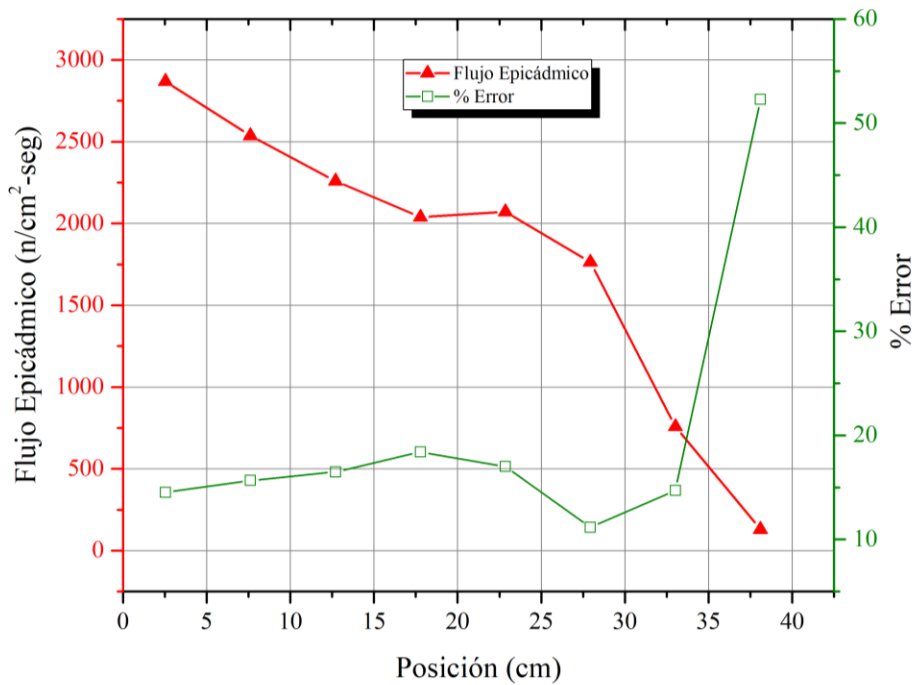


Figura 5. Flujo epicádmico del reactor subcrítico del IPN

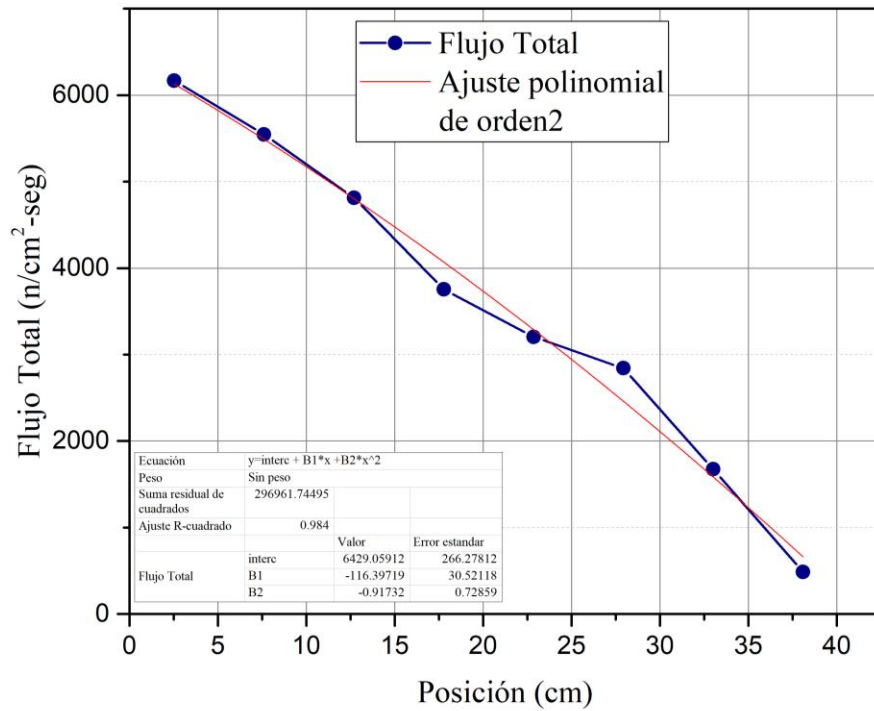


Figura 6. Flujo total del reactor subcrítico del IPN

Finalmente, en la Figura 4.4 y 4.5, se presentan el flujo extrapolado subcádmico y epicádmico en 3D siendo el centro del núcleo el origen (0, 0).

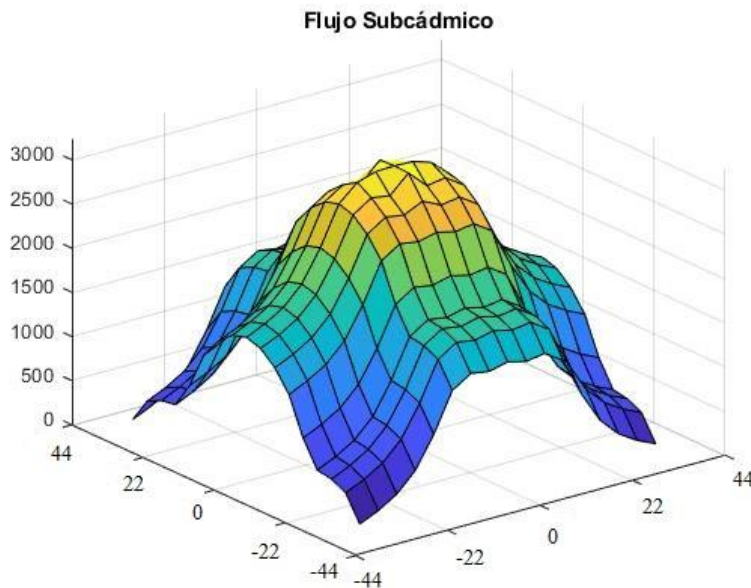


Figura 7. Flujo subcádmico extrapolado en 3D del reactor subcrítico del IPN

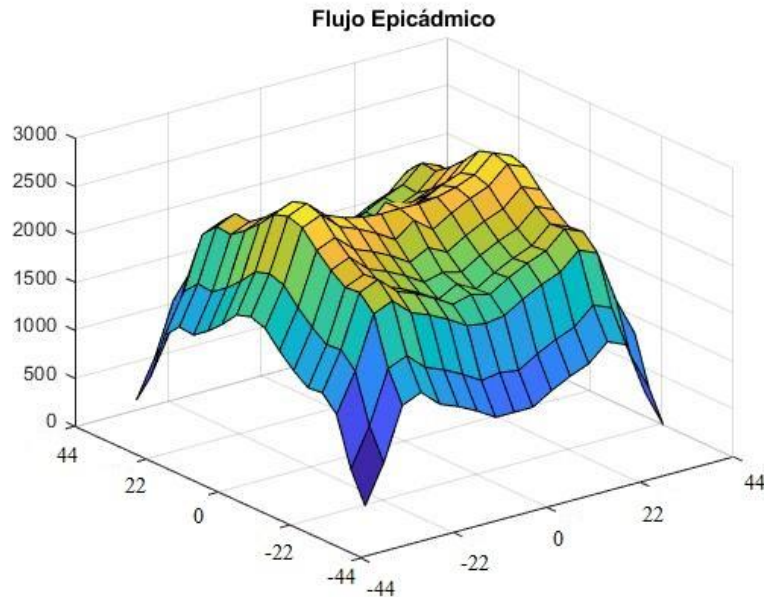


Figura 8. Flujo epicádmico extrapolado en 3D del reactor subcrítico del IPN

4. CONCLUSIONES

Se determina el flujo de neutrones subcádmico, epicádmico y total del reactor subcrítico del IPN mediante la técnica de activación de laminillas de ^{115}In . A partir de la medición del área bajo la curva de la región de interés seleccionada en el analizador multicanal para la energía del $^{116\text{m}}\text{In}$ y el fondo en la misma región, además de los parámetros involucrados de tiempos de irradiación, espera y conteo, así como de los pesos de cada una de las laminillas, se ejecuta el programa que contiene las ecuaciones planteadas que calcula tanto la actividad neta y los flujos subcádmico, epicádemicos y total.

Los valores que se obtienen muestran que en el centro del reactor subcrítico el flujo es mayor que en la frontera, esto se debe a que la fuente de PuBe está colocada en el tubo central del núcleo y contribuye a incrementar el conteo en esta zona, además de que por la geometría hexagonal del núcleo y su distribución homogénea podemos esperar un comportamiento cosenoidal del flujo neutrónico. Específicamente, el comportamiento de flujo subcádmico y epicádmico, muestran inflexiones aproximadamente a la mitad del núcleo, aunque la suma de ambos que relaciona el flujo total se ajusta muy bien a una curva polinomial de grado 2, El factor R-cuadrado que es la medida estadística de qué tan cerca están los datos de la línea de regresión ajustada, nos aporta el valor de 98.4% que nos indica que los datos de respuesta están en torno a su media.

Notamos una relación de aumento en el error porcentual esperado para los flujos subcádmico y epicádmico mayormente en los puntos más alejados del centro debido a que mientras más nos alejamos de la fuente, hay menos neutrones y por tanto menos reacciones de activación que puedan ser detectadas en las laminillas.

En futuros trabajos se puede mejorar la técnica, incrementando el número de laminillas a irradiar y realizar el experimento a diferentes alturas y direcciones del reactor subcrítico, esto permitiría también ofrecer una vista más suave de los flujos en 3D.

REFERENCIAS

1. Members of the Staff of Nuclear-Chicago Corporation and Consultants, *Experiments for Nuclear - Chicago Model 9000 Experimental Manual*. Nuclear Chicago Corporation. (1959).
2. International Atomic Energy Agency, Handbook on Nuclear Activation Cross Section. Technical Report Series No. 156, Viena (1976)
3. É.M. Zsolnay, “Determination of Thermal Neutron Flux in the Core of the Reactor”, *BME Training Reactor, Exercise BME-01, European Nuclear Experimental Educational Platform* (2020).
4. Byung-Gun Park *et al.*, “Measurement of the Neutron Flux Distribution in a Research Reactor by Neutron Activation Analysis”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry V. 330 pp.501–512*, (2021).
5. F. Molina *et al.*, “Energy Distribution of the Neutron Flux Measurements at the Chilean Reactor RECH-1 using Multi-foil Neutron Activation and the Expectation Maximization unfolding Algorithm”, *Applied Radiation and Isotopes*, V. 129, pp. 28-34, (2017).
6. Pho-Shein Young, “Experiments for Nuclear-Chicago Student Training Reactor”, *Nuclear-Chicago Corporation, January* (1959).

Mexican Results on the NEA Lead-cooled Fast Reactor Benchmark

Roberto Lopez-Solis y Armando Gomez-Torres*
*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carr Toluca - México s/n, 52750 La Marquesa, Méx
roberto.lopez@inin.gob.mx; armando.gomez@inin.gob.mx*

Edmundo del Valle-Gallegos
*Instituto Politécnico Nacional- Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. Instituto Politécnico Nacional s/n, Gustavo A. Madero, 07738 CDMX
edmundo.delvalle@gmail.com*

Abstract

In this paper, the work done by the Mexican team in the NEA/OECD Lead-cooled Fast Reactor Benchmark, proposed as a part of the activities of the Expert Group on Physics of Reactor Systems (EGPRS), is presented. The Benchmark consists of three separated stages: a 2D pin-level exercise, a 3D subassembly/supercell-level exercise, and a 3D full-core-level exercise. The core treated is based on the ALFRED Lead Fast Reactor design and consists of Fuel Subassemblies, Control and Safety Rods, Reflector and Shielding Subassemblies. The code used for the calculations was the stochastic code Serpent version 2.1.30, in conjunction with both JEFF 3.1.1 and ENDFB VII.0 nuclear data libraries. Considerations related with the thermal expansion were taken into account and the three stages of the Benchmark were successfully modeled. Parameters such as k_{inf}/k_{eff} , neutron spectrum, criticality factors, and microscopic and macroscopic cross-sections were calculated. At the current stage the results are blind, since no experimental or reference values are published yet and comparison was only done between the two nuclear data libraries with no big differences found. Further work will be aimed to meet three different goals: refining of the models once the reference values are published; burn-up calculations for the fuel cycle length; and few-groups constants generation for its use in the domestic deterministic code AZNHEX.

1. INTRODUCTION

Even though the Lead-cooled Fast Reactors (LFRs) are not a new concept, most of their applications have been focused in nuclear propulsion of submarines in former Soviet Union, so not much information about them is available due to military secrecy [1], but its use in this application can lead to the conclusion that they have a good performance. This has led to an increased interest in the nuclear community to study these reactors.

* Corresponding author.

Previous efforts have been made to develop a commercial LFR, starting by the Advanced LFR European Demonstrator (ALFRED) as a demonstration stage [2].

The OECD/NEA Expert Group on Physics of Reactor Systems (EGPRS) is currently coordinating different benchmarks for various kinds of reactors, among them a LFR based on the ALFRED concept.

The proposed LFR Benchmark has the following purposes:

- Familiarize with the physics of an LFR core.
- Practice with the neutronics of an LFR core.
- Assess confidence in the capability of simulating an LFR core.

Given the previously mentioned purposes, it was a great opportunity to test the experience and capabilities of the Fast Reactors division of the AZTLAN [3] Platform team, for modeling this kind of reactor technology.

In the following sections, a brief description of the ALFRED core and the code used will be given, furthermore, the exercises will be explained and the results obtained will be shown. In the last section of the paper, the conclusions and the expected further work will be discussed.

2. THE ALFRED CORE

ALFRED is a 300MWth LFR design cooled by pure Lead which operates at 400°C (inlet) and 520°C (outlet). The core consists of 253 subassemblies (SAs), see Figure 1, which include:

- 134 Fuel SAs (56 inner / 78 outer) or FAs.
- 16 Neutron Absorber SAs (12 Control Rods CRs / 4 Safety Devices SDs).
- 1 Test Assembly (TA) in the center of the core.
- 102 Peripheral SAs (48 Reflector Assemblies RA / 54 Shield Assemblies SA).

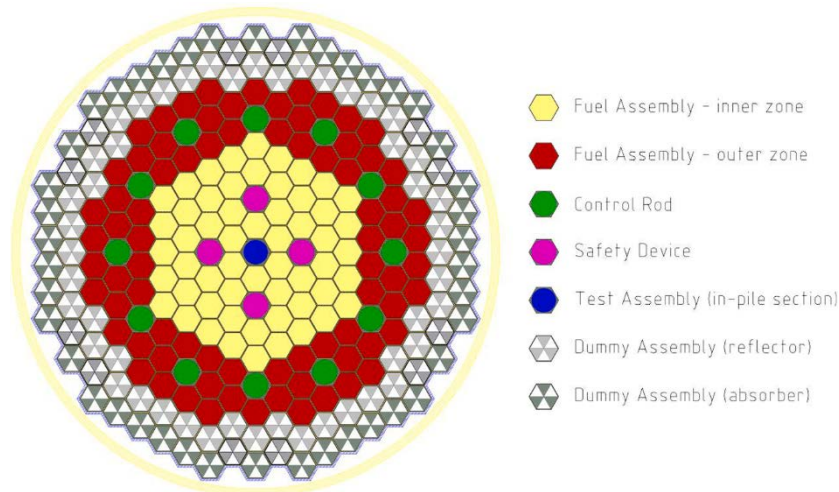


Figure 1. ALFRED Core Radial Layout [1]

Every kind of SA has a pitch of 16.7 cm with its own geometrical and material features, in the Table I these features are described.

Table I. Description of Subassemblies in ALFRED Core

Feature	Fuel Assembly*	Control Rod	Safety Device
Number of pins in SA	127	31	1
Pin pitch [mm]	13.6	23.0	N/A
Cladding (out/in r) [mm]	5.25/4.65	10.0/8.9	N/A
Main Pellet (out r) [mm]	4.5 (1.0 inner Fuel)	8.5	63.5 (60.5 inner)
Axial Zones [cm]	Total: 171.0 Up Plug: 5 cm Up Plenum: 12.0 Up Insulator: 1.5 Fuel: 81.0 Low Insulator: 1.5 Low Plenum: 65 Low Plug: 5 cm	Total: 171.0 Up Lead (depends on CR position) Up Absorber: 40.5 Low Absorber: 45.0 Low Lead (depends on CR position)	Total: 171.0 Up Lead (depends on CR position) Absorber: 95.0 Low Lead (depends on CR position)
Materials	Fuel: MOX Cladding and Structure: AIM1 SS Insulator: Ytria-Stabilized Zirconia (YSZ)	Absorber: B ₄ C Cladding and Structure: AIM1 SS Reflector: YSZ	Absorber: B ₄ C Casing and Structure: AIM1 SS

*Reflector, Shield and Test SAs are identical to FAs but with AIM1 SS pellet instead of fuel

The Control Rods and Safety Devices are placed at different axial positions depending on the stage of the core life cycle. The Figure 2 shows the positions of the Control Rods at beginning, middle and end of cycle, along with the positions of the Safety Devices when inserted and not inserted.

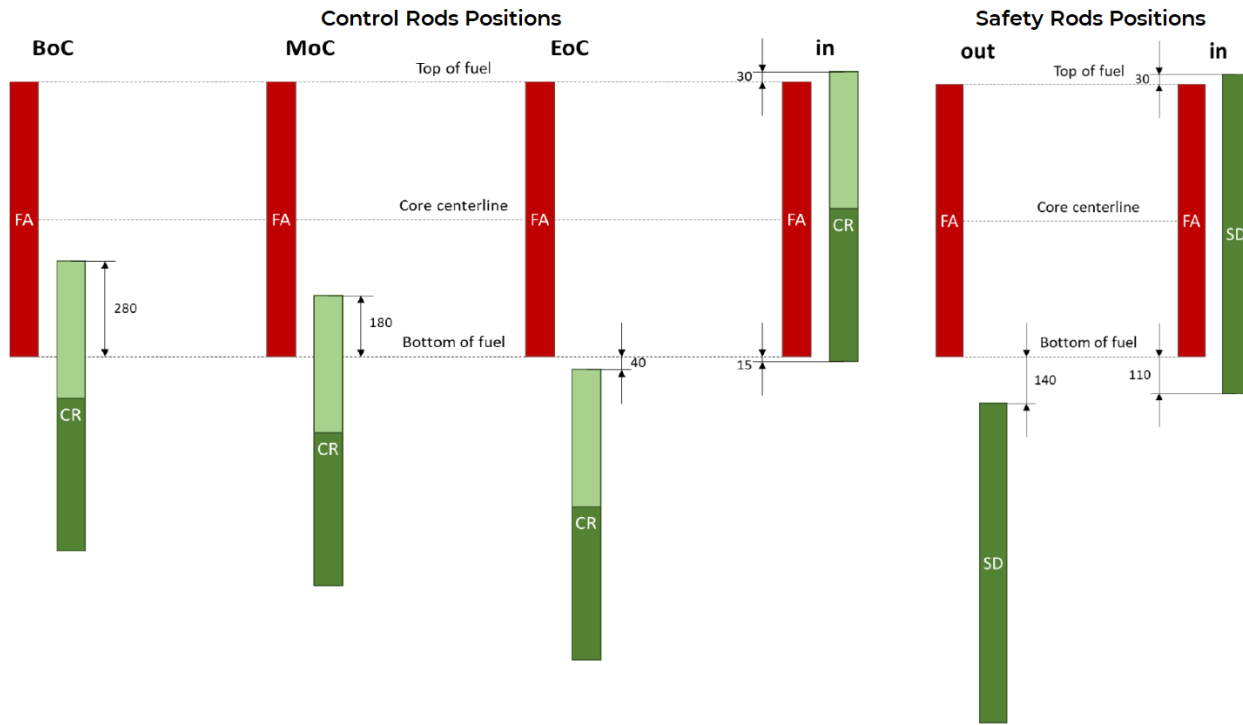


Figure 2. Control Rods and Safety Device positions (in mm)

For a more detailed description of the core geometrical and material characteristics, the reader is strongly suggested to go to reference [1].

3. EXERCISES

In this section, a general description of the three exercises done will be given.

3.1. First Stage: 2D Pin-Level

In this stage a single fuel pin is modeled, the pin is encased by a hexagonal wall in which the geometry is reflected. In order to simplify it a little more, the cell is considered infinitely long (which is equivalent to a 2D model). The Figure 3 shows the layout of the geometry of this exercise.



Figure 3. Pin Cell Model

A set of parameters is expected to be calculated:

- k_{∞}
- key 1-group cross-sections
 - Fission, ν (nubar) and capture for ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{235}U and ^{238}U (+ inelastic scattering)
 - Capture for ^{56}Fe and ^{208}Pb (+ inelastic scattering)
 - Neutron spectrum at 172 groups
- Criticality Factors: η , f , Σ_{tr}

3.2. Second Stage: 3D Subassembly/Supercell-Level

At this stage, the models consist of a whole Fuel Subassembly, or a supercell of a Non-Fuel SA surrounded by FAs, see Figure 4. This stage consists of three different exercises:

- a) A heterogeneous model of the cell of a fuel assembly
- b) A heterogeneous model of a supercell of a control rod subassembly surrounded by fuel assemblies
- c) A heterogeneous model of a supercell of a shield subassembly surrounded by fuel assemblies

The parameters to be calculated are very similar to the previous stage except for the neutron spectrum and the inclusion of few-group macroscopic cross-sections:

- k_{∞}
- key 1-group cross-sections for main isotopes and criticality factors (similar to the First Stage)
- Macroscopic few-group cross-sections

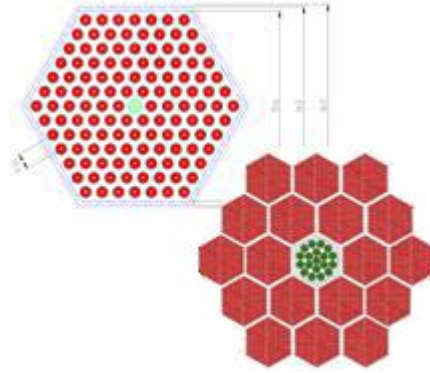


Figure 4. Assembly and SuperCell Models

3.3. Third Stage: Full-Core-Level

At this stage, a study on the reactivity control and shutdown systems is performed at a whole-core scale. In order to achieve this, the core is simulated without burnup at different configurations of the CRs and SDs.

The expected results are the following:

- k_{eff} at Beginning of Life (BOL)
- Δk of Control Rods (CRs) and Shutdown Devices (SDs) at BoL
- Δk of the core between Beginning and End of Life (BOC-EOC)
- Power distribution by assembly (at BOL, and EOC)

4. COMPUTATIONAL MODEL

The geometry and material densities provided by the Benchmark document are calculated at a temperature of 20°C. In order to perform more realistic calculations, both geometry and densities must consider the thermal expansion from that reference temperature to the operation temperature (1200 K for fuel, 900 K for absorber and 700 K for everything else).

In order to simplify the calculations, it is assumed that all materials expand at the same rate, i.e. they all have the same thermal expansion coefficient α [1/K], the material selected for this purpose was the AIM1 Stainless Steel since that material is present in every SA and the value is provided at the Benchmark document. The densities of all the materials are recalculated in order to keep the original masses in the new expanded volumes.

A special treatment was done for the coolant (lead), which density is calculated by a correlation provided in the Benchmark specifications, see Equation (1).

$$\rho_{Pb} = 11441 \frac{kg}{m^3} - 1.2795 \frac{kg}{m^3 K} \times T \quad (1)$$

One of the advantages of the Monte Carlo codes, such as Serpent [4], is the ability to perform calculations under very complex geometries conditions, if it is needed. With this, it was possible to model the exercises without much trouble.

In Serpent the default output shows the values for k_{eff} or k_{∞} and some other parameters. In order to calculate some of the parameters asked in the exercises it was needed to use tools called “detectors” which function is to tally given interactions in regions or surfaces as asked by the user.

With the use of these detectors for the calculation of the microscopic and macroscopic cross-section's needs, it was easy to calculate the parameters that are not calculated directly, such as:

- Thermal fission factor

$$\eta = \frac{\text{neutrons produced per fission}}{\text{absorption in fuel isotope}} = \frac{\nu\sigma_f^F}{\sigma_a^F}$$

- Thermal utilization factor

$$f = \frac{\text{neutrons absorbed by fuel isotope}}{\text{neutrons absorbed anywhere}} = \frac{\Sigma_f^F}{\Sigma_a}$$

The number of neutrons emitted by fission (ν or $\bar{\nu}$) can be directly calculated by Serpent but it gives an average value for the fuel used, in order to calculate the effect for a given isotope the simulation must be repeated substituting the used fuel by one with only the isotope of interest.

In Figures 5, 6 and 7, the geometric models for the three stages of the benchmark are shown.

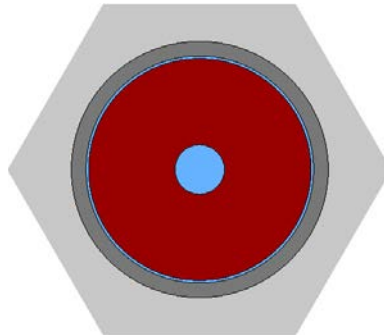


Figure 5. Pin Cell Model in Serpent

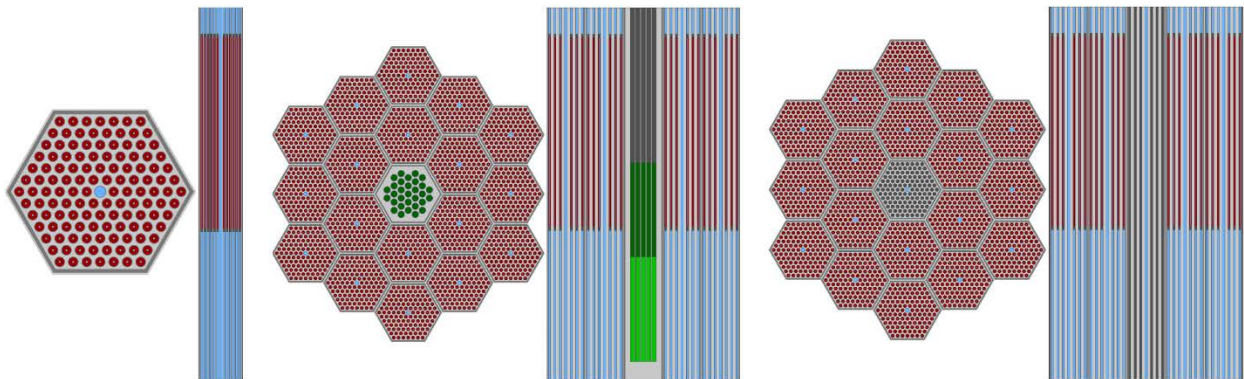


Figure 6. Fuel Assembly and Supercell Models in Serpent

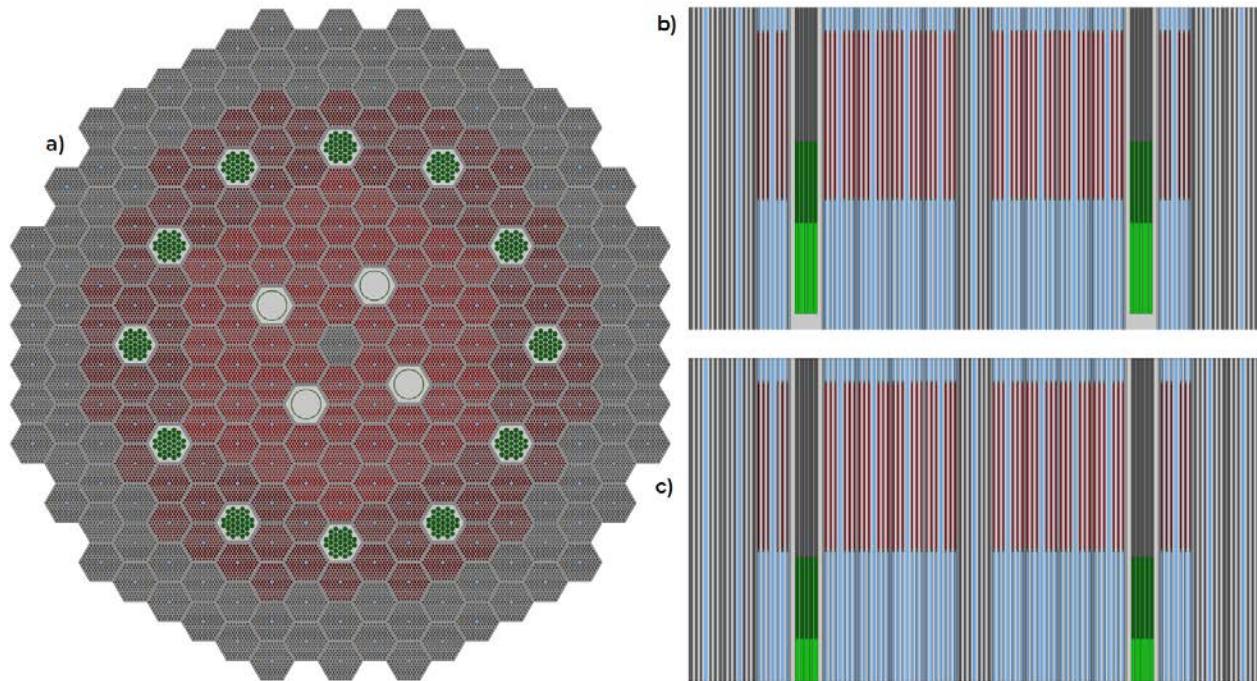


Figure 7. Full Core Model in Serpent; Cross Section at Middle Height (a), Axial Layout at BOC (b) and EOC (c).

5. RESULTS AND DISCUSSION

In this section the results obtained by the simulations will be shown. In general, since at this stage the results are blind (no experimental or reference data is available to compare with) only a qualitative comparison between different microscopic data libraries can be made. For these exercises the results obtained with JEFF 3.1.1 and ENDFB VII.0 data libraries, are compared.

5.1. First Stage: 2D Pin-Level

Since there are two types of fuels in the core (inner fuel and outer fuel) both with different enrichments and densities, both were used in the calculations.

The Figure 8 shows the normalized Neutron Spectrum in both cases. As it can be seen, they are very similar, this can be expected since the lack of neutron leakage (infinite reflection both in the radial and axial direction) makes the interactions (fissions, captures, scattering, etc) in both cells very similar.

The Table II shows the results of the rest of the calculated parameters. As it is shown, the results are very consistent between the two data libraries, and the main change is when the different fuel is used.

Even though there is no experimental or reference data to compare with for this specific exercise, the values obtained can be compared with other theoretical or experimental data available in the literature. It was found that the values for the average number of neutrons released per fission (ν) are comparable with values found in the literature [5] for different experiments on neutron interactions. The values of the thermal utilization factor (f) are also in the order of what is expected in a fast reactor.

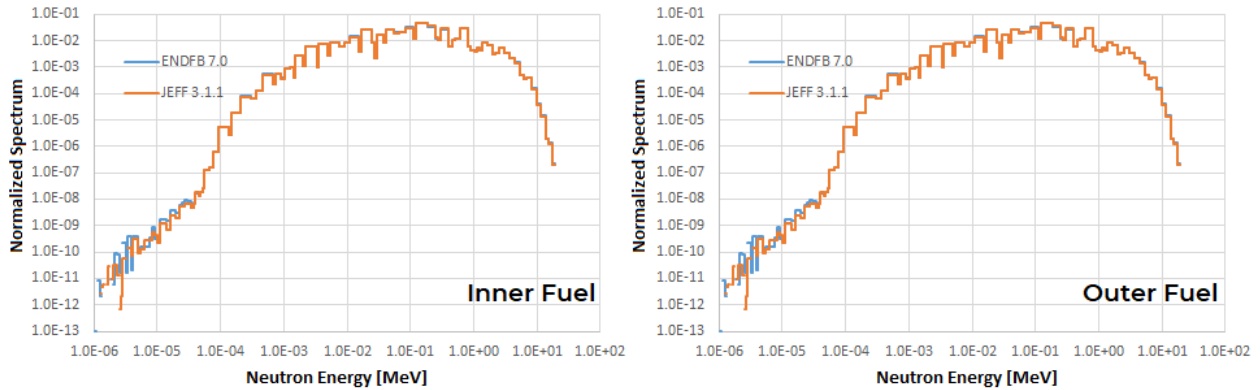


Figure 8. Spectrum for Inner (left) and Outer (right) Fuel in Stage I exercise

Table II. Parameters Calculated in Stage I

Calculated Parameter	Inner Fuel		Outer Fuel	
	ENDFB VII.0	JEFF 3.3.1	ENDFB VII.0	JEFF 3.3.1
k_{∞}	1.34394	1.34987	1.53025	1.53794
1-Gr ^{239}Pu Fission [barns]	1.719290	1.708350	1.694810	1.685430
1-Gr ^{239}Pu Nubar [n/fis]	3.018020	3.021530	3.018110	3.021600
1-Gr ^{239}Pu Capture [barns]	0.440407	0.444158	0.397423	0.401472
1-Gr ^{241}Pu Fission [barns]	2.398900	2.410050	2.312920	2.323980
1-Gr ^{241}Pu Nubar [n/fis]	3.025870	3.063820	3.025940	3.063910
1-Gr ^{241}Pu Capture [barns]	0.408522	0.443599	0.380313	0.415845
1-Gr ^{235}U Fission [barns]	1.815950	1.810810	1.747510	1.742010
1-Gr ^{235}U Nubar [n/fis]	2.512210	2.506450	2.512260	2.506490
1-Gr ^{235}U Capture [barns]	0.504738	0.501503	0.468897	0.465576
1-Gr ^{238}U Fission [barns]	0.036737	0.035913	0.040036	0.039287
1-Gr ^{238}U Nubar [n/fis]	2.727660	2.748370	2.727720	2.748400
1-Gr ^{238}U Capture [barns]	0.272274	0.270113	0.257039	0.254904
1-Gr ^{238}U Inelastic Str [barns]	0.969062	0.873386	1.020080	0.922595
1-Gr ^{56}Fe Capture [barns]	0.007785	0.007516	0.007419	0.007086
1-Gr ^{208}Pb Capture [barns]	0.000677	0.000678	0.000700	0.000701
1-Gr ^{208}Pb Inelastic Str [barns]	0.026558	0.026742	0.029047	0.029355
η	1.401068	1.407122	1.586437	1.594241
f	0.956545	0.956720	0.961946	0.962134
$\Sigma_{\text{tr}} [\text{cm}^{-1}]$	0.273603	0.275662	0.268363	0.270429

5.2. Second Stage: 3D Subassembly/Supercell-Level

In this sections the results obtained in Stage II will be shown. Both fuel types were considered in these calculations and in the case of the FAs both are shown, nevertheless in order to limit the

extension of the paper, for the supercells only the cases surrounded by the inner fuel are shown, results with outer fuel showed similar behavior as the ones presented.

Table III. Parameters Calculated in Stage II for FA

Calculated Parameter	Inner Fuel		Outer Fuel	
	ENDFB	JEFF	ENDFB	JEFF
k_{∞}	1.23721	1.24266	1.41422	1.42110
1-Gr ^{239}Pu Fission [barns]	1.758330	1.746640	1.728850	1.718710
1-Gr ^{239}Pu Nubar [n/fis]	3.007670	3.010690	3.007740	3.010770
1-Gr ^{239}Pu Capture [barns]	0.469060	0.472486	0.425191	0.428986
1-Gr ^{241}Pu Fission [barns]	2.454700	2.465090	2.367560	2.378050
1-Gr ^{241}Pu Nubar [n/fis]	3.016980	3.052270	3.017040	3.052380
1-Gr ^{241}Pu Capture [barns]	0.423605	0.460303	0.395542	0.432420
1-Gr ^{235}U Fission [barns]	1.859250	1.853880	1.790120	1.784590
1-Gr ^{235}U Nubar [n/fis]	2.506110	2.500330	2.506170	2.500390
1-Gr ^{235}U Capture [barns]	0.526305	0.522935	0.490168	0.486806
1-Gr ^{238}U Fission [barns]	0.037335	0.036665	0.040150	0.039534
1-Gr ^{238}U Nubar [n/fis]	2.725500	2.746150	2.725540	2.746180
1-Gr ^{238}U Capture [barns]	0.276871	0.274931	0.262769	0.260878
1-Gr ^{238}U Inelastic Str [barns]	0.995000	0.897698	1.038920	0.940032
1-Gr ^{56}Fe Capture [barns]	0.009833	0.009973	0.009496	0.009577
1-Gr ^{208}Pb Capture [barns]	0.000642	0.000643	0.000659	0.000660
1-Gr ^{208}Pb Inelastic Str [barns]	0.020564	0.020810	0.022090	0.022431
η	1.398000	1.403608	1.575995	1.583017
f	0.882512	0.882917	0.894906	0.895321
Σ_{tr} [cm $^{-1}$]	0.261639	0.263020	0.257474	0.258880

Table IV. Macroscopic XSs Calculated in Stage II for FA

		Group	1	2	3	4	5	6
		Up [MeV]	2.0E+1	2.2313E+0	5.2340E-1	6.7379E-2	2.0347E-3	2.2603E-5
Inner Fuel	ENDFB	Total	0.226797	0.205902	0.294059	0.409564	0.405684	0.403477
		Capture	0.000976	0.000740	0.001111	0.003615	0.006890	0.009288
		Absorption	0.006556	0.003043	0.002284	0.004966	0.008816	0.009788
		Fission	0.005580	0.002303	0.001173	0.001351	0.001926	0.000500
	JEFF	Total	0.227633	0.206415	0.295112	0.409925	0.405442	0.403152
		Capture	0.000979	0.000792	0.001118	0.003571	0.006885	0.009135
		Absorption	0.006654	0.003082	0.002298	0.004915	0.008752	0.009630
		Fission	0.005675	0.002289	0.001180	0.001344	0.001868	0.000495
Outer Fuel	ENDFB	Total	0.226956	0.205986	0.293559	0.407704	0.401410	0.403178
		Capture	0.000977	0.000730	0.001133	0.003633	0.006583	0.009224
		Absorption	0.007043	0.003530	0.002626	0.005316	0.008626	0.009732
		Fission	0.006066	0.002800	0.001493	0.001682	0.002044	0.000509
	JEFF	Total	0.227755	0.206466	0.294565	0.408085	0.401240	0.403072
		Capture	0.000981	0.000786	0.001139	0.003585	0.006580	0.009088
		Absorption	0.007148	0.003575	0.002641	0.005257	0.008556	0.009595
		Fission	0.006166	0.002789	0.001501	0.001673	0.001976	0.000507

In Table V and VI the calculations for the supercells are shown.

Table V. Parameters Calculated in Stage II for CRs and Shielding SAs

Calculated Parameter	Control Rods		Reflector SAs	
	ENDFB	JEFF	ENDFB	JEFF
k_{∞}	1.17840	1.18366	1.22317	1.22838
1-Gr ^{239}Pu Fission [barns]	1.748550	1.737600	1.774310	1.762640
1-Gr ^{239}Pu Capture [barns]	0.446825	0.450446	0.478591	0.482162
1-Gr ^{241}Pu Fission [barns]	2.408180	2.418600	2.474220	2.484880
1-Gr ^{241}Pu Capture [barns]	0.407833	0.445047	0.428521	0.465830
1-Gr ^{235}U Fission [barns]	1.822830	1.817290	1.874180	1.868920
1-Gr ^{235}U Capture [barns]	0.506470	0.503098	0.533228	0.529943
1-Gr ^{238}U Fission [barns]	0.040095	0.039428	0.038920	0.913630
1-Gr ^{238}U Capture [barns]	0.267562	0.265771	0.277603	0.038264
1-Gr ^{238}U Inelastic Str [barns]	1.033780	0.935244	1.010590	0.913630
1-Gr ^{56}Fe Capture [barns]	0.008882	0.008861	0.010026	0.010190
1-Gr ^{208}Pb Capture [barns]	0.000670	0.000671	0.000639	0.000640
1-Gr ^{208}Pb Inelastic Str [barns]	0.022489	0.022789	0.020546	0.020819
1-Gr Capture ^{10}B Low [barns]	0.000275	0.000275	N/A	N/A
1-Gr Capture ^{11}B Low [barns]	0.000023	0.000022	N/A	N/A
1-Gr Capture ^{10}B Up [barns]	0.000256	0.000255	N/A	N/A
1-Gr Capture ^{11}B Up [barns]	0.000016	0.000016	N/A	N/A
η	1.430014	1.435856	1.403033	1.408368
f	0.821759	0.822019	0.869269	0.869722
$\Sigma_{tr} [\text{cm}^{-1}]$	0.229204	0.230438	0.233933	0.235113

Table VI. Macroscopic XSs Calculated in Stage II for CRs and Shielding SAs

		Group	1	2	3	4	5	6
		Up [MeV]	2.0E+1	2.2313E+0	5.2340E-1	6.7379E-2	2.0347E-3	2.2603E-5
CR Supercell	ENDFB	Total	0.202556	0.183590	0.263407	0.366663	0.368745	0.359633
		Capture	0.000901	0.000695	0.001194	0.003590	0.007491	0.009305
		Absorption	0.005741	0.002667	0.002206	0.004772	0.009619	0.010007
		Fission	0.004840	0.001972	0.001012	0.001182	0.002128	0.000702
	JEFF	Total	0.203304	0.184006	0.264226	0.367010	0.368506	0.359622
		Capture	0.000903	0.000737	0.001199	0.003554	0.007495	0.009193
		Absorption	0.005826	0.002698	0.002216	0.004730	0.009565	0.009894
		Fission	0.004923	0.001961	0.001017	0.001176	0.002070	0.000701
Shielding Supercell	ENDFB	Total	0.202541	0.183594	0.262633	0.366944	0.369040	0.374510
		Capture	0.000872	0.000631	0.000938	0.003017	0.006068	0.008565
		Absorption	0.005684	0.002566	0.001911	0.004117	0.007756	0.009194
		Fission	0.004812	0.001936	0.000973	0.001100	0.001687	0.000629
	JEFF	Total	0.203303	0.184002	0.263475	0.367278	0.368896	0.374220
		Capture	0.000875	0.000674	0.000944	0.002981	0.006068	0.008442
		Absorption	0.005771	0.002598	0.001922	0.004075	0.007712	0.009067
		Fission	0.004896	0.001924	0.000978	0.001094	0.001644	0.000624

5.3. Third Stage: Full-Core-Level

In order to calculate the reactivity values for the Control Rods and Safety Device, it is necessary to calculate the k_{eff} values of the core under nominal conditions and with those rods inserted. In the Table VII the values k_{eff} under these conditions are presented, and the reactivity values of the CRs and SDs are shown.

Table VII. Parameters Calculated in Stage III

#	Conditions	CR	SD	ENDFB	JEFF		Calc	ENDFB	JEFF
1	BOC	BOC	OUT	1.00273	1.00702	k_{eff} at BOL	1	1.00273	1.00702
2	BOC+CR	IN	OUT	0.95685	0.96103	Δk of CR at BOC	2-1	-4588 pcm	-4599 pcm
3	BOC-SD	BOC	IN	0.99493	0.99928	Δk of SD at BOC	3-1	-1380 pcm	-774 pcm
4	EOC	EOC	OUT	1.02866	1.03293	Δk BOC-EOC	4-1	+2593 pcm	+2591 pcm

In the Figure 9, the power maps at the beginning and end of cycle are shown, it can be seen that in the EOC the power peaks reach lower values, this can be an intuitive result after a cycle operation since the burnup lead to lower reactivity and hence power, nevertheless in these exercise no burnup was considered so these decrease in the power is only due to the change of position of the CRs which allowed a smoother power distribution at the EOC than at the beginning when they are partially inserted.

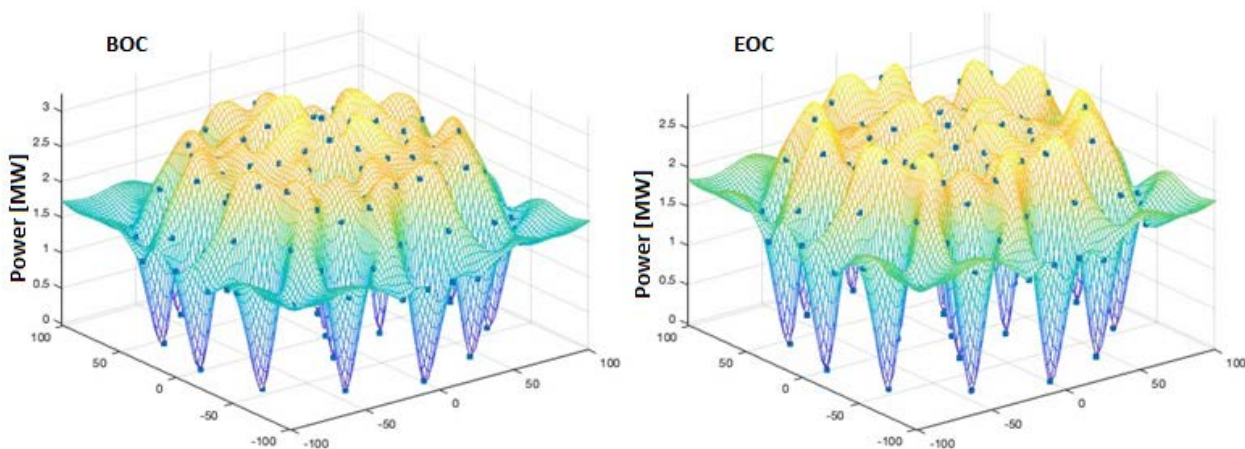


Figure 9. Power Maps at BOC (left) and EOC (right)

6. CONCLUSIONS

At this stage, it is not easy to conclusively prove if the model build is enough or need to be improved, since there is no experimental or definitive reference data, but under the considerations made it is valid to say that the model behaves as it should and the results obtained are consistent with similar exercises.

The use of stochastic codes such as Serpent, have the big disadvantage of having a high computational cost but once that issue is addressed its versatility makes them an ideal candidate for core modeling with complex geometries, as in this case with different types of SAs and all of them with different axial configurations, different fuels, and geometries that can move as the CRs and SDs.

Given the relative good results obtained the next step will be the generation of macroscopic XS for their further use in the in-house developed deterministic code AZNHEX which lacks the ability of generating its own XS and still depends of an external code to do it for it, in this case Serpent. Additionally, the team will wait for the reference values to be published, in order to make the modifications needed to improve the current model.

ACKNOWLEDGEMENTS

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. Grasso, Giacomo. EGPRS Lead-cooled Fast Reactor (LFR) Benchmark (DRAFT - Version 1.0). Technical Report NEA/NSC/WPRS/DRAFT. (2022)
2. Alemberti, Alessandro. Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator - Alfred Project. Presentation for the Gen IV International Forum. (2018). Available at: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2018-11/geniv_alfred_-_alemberti_-final_-_aa.pdf
3. A. Gomez-Torres, F. Puente-Espel, E. del Valle-Gallegos, J. Francois-Lacouture, C. Martin-de-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 2015). Nice, France. May 3-6, 2015.
4. J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 142-150 (2015)
5. Smith, A.B. A Critical Summary of Microscopic Fast-Neutron Interactions with Reactor Structural, Fissile and Fertile Materials. Proceedings of the Seminar on the Physics of Fast and Intermediate Reactors. Vienna, 3 - 11 August 1961.

Track 2

Termohidráulica y Seguridad de Reactores Nucleares

Ciclo Combinado Usando un Reactor Nuclear de Alta Temperatura

J. Ramon Ramirez S., Gustavo Alonso, Eduardo Martínez C.

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carr. México-Toluca s/n La Marquesa, Ocoyoacac, C.P. 52750: Edo. De México

Ramon.ramirez@inin.gob.mx; gustavo.alonso@inin.gob.mx.

Eduardo.martinez@inin.gob.mx

Resumen

Existen muchas posibilidades de utilizar la alta temperatura producida por un reactor nuclear de nueva generación enfriado por gas, ya que podría calentar el refrigerante por encima de los 750 C, entre los usos del calor, estos podrían ser: calefacción de distritos, producción de hidrógeno, producción de electricidad, u otros procesos industriales. En lo que respecta a la producción de electricidad, hasta el momento el proceso de conversión de energía se limita un tanto a utilizar el gas calentado para generar vapor y entonces producir la electricidad mediante una turbina de vapor. En este trabajo se propone utilizar un sistema de conversión de energía similar al de los ciclos combinados que utilizan gas combustible para generar la electricidad. Se presentan aquí el ciclo de funcionamiento del reactor HTR-PM de 250 MWt en funcionamiento en China, y la propuesta de agregar una turbina de gas al ciclo para incrementar la eficiencia del sistema. Se obtienen resultados de los ciclos mencionados y se concluye que agregar una turbina de gas mejora la eficiencia del ciclo termodinámico.

1. INTRODUCCIÓN

Los reactores nucleares de alta temperatura (HTR), utilizan gas para su enfriamiento, Existen diversos conceptos de este tipo de reactores, como son los prismas de grafito con canales de combustible TRISO, los lechos de bolas con combustible TRISO. El común de los diseños resulta ser en nuevo combustible TRISO, que consiste de pequeñas esferas de óxido de uranio u oxcarburo de uranio embebido en varias capas de grafito y carburo de silicio. Este tipo de reactores utilizan al grafito como moderador y al Helio como refrigerante. Esto lleva a que a la salida del refrigerante se puede colocar, ya sea un intercambiador de vapor para generar vapor de agua ó una turbina de gas para producir electricidad de forma directa.

Por ejemplo, las turbinas de gas de ciclo combinado (CCGT) utilizan una o más turbinas de vapor además de la turbina de gas. Estos funcionan bajo un ciclo de Rankine, y la eficiencia combinada puede llegar de 50 a 60% cuando la planta de energía está en una condición de carga base.

Una de las condiciones para conectar turbinas adicionales es que la turbina de gas funcione a alta temperatura. El gas de escape que sale de la turbina tiene una temperatura de alrededor de 750 C.

Aquí, un generador de vapor de recuperación de calor capturará el gas de escape para alimentar la turbina de vapor para producir electricidad adicional mejorando la eficiencia del sistema.

Los HTR funcionan bajo un ciclo Brayton con una temperatura de hasta 900 °C [1]. En comparación, una turbina de gas en una planta CCGT funciona con una temperatura de alrededor de 800 °C a 1600 °C [2]. El gas de combustión a la salida es de alrededor de 350 °C a 650 °C [3]. Estas condiciones son similares a las de los HTR. Ofrece la posibilidad de analizar la viabilidad de ciclos combinados utilizando el HTR.

Los reactores de alta temperatura refrigerados por gas forman parte de los desarrollos tecnológicos de reactores modulares pequeños que están realizando varios países [4]. Existen dos tipos de HTR según el combustible utilizado, el de lecho de guijarros y el prismático. Actualmente, China, Rusia, Japón, Sudáfrica y los Estados Unidos de América han desarrollado 10 conceptos HTR diferentes. Se encuentran en diferentes etapas, desde diseños conceptuales hasta en construcción.

China desplegó la primera planta de demostración HTR del tipo de lecho de guijarros. Comprende unidades gemelas HTR-PM que alimentan una sola turbina de vapor de 210 MWe [5,6]. El GT-MRH de la Federación Rusa [7] y el PBMR-400 de Sudáfrica [8] son los otros dos desarrollos que ya tienen un diseño preliminar. Los demás HTR propuestos se encuentran en etapa de diseño conceptual.

El helio es el gas preferido para la refrigeración de reactores [9] debido a sus propiedades físicas y químicas; sin embargo, se pueden considerar otros gases. Estos gases alternativos podrían ser nitrógeno [10], dióxido de carbono [11] y dióxido de carbono supercrítico [12].

Hasta el momento, no existen turbinas de helio que puedan ser utilizadas comercialmente en un ciclo directo, debido a que todavía se deben resolver varios problemas para las turbinas de helio que operan en ambientes de alta presión y temperatura [13]. Por estas razones, el HTR-PM real utiliza un circuito secundario con una turbina de vapor para la generación de electricidad [5]. Una de las principales limitaciones del uso de helio (He) en un ciclo directo es su tendencia a filtrarse a través de los sellos del circuito [10].

En el presente trabajo se propone un ciclo combinado en un HTR basado en la tecnología existente que se utiliza en CCGT. Una diferencia principal es que los gases de escape (nitrógeno) deben regresar al reactor. Mientras tanto, el gas natural de escape de la CCGT se limpia y se libera después de que se utiliza en el generador de vapor.

Este documento evaluará un arreglo de ciclo combinado utilizando el HTR-PM [5,6]. El HTR-PM propuesto funciona en un solo ciclo utilizando nitrógeno como gas refrigerante en un ciclo directo. Se considerará una turbina de vapor para un ciclo combinado.

2. BALANCE DE LA PLANTA HTR-PM

El HTR-PM [6] funciona en un ciclo Brayton; donde el helio ingresa al núcleo del reactor a una temperatura de 250 °C y sale del núcleo a una temperatura de 750° C a una presión de 7 MPa, y acumula el calor generado dentro del núcleo del reactor nuclear y luego va a un generador de vapor de bobina helicoidal de un solo paso donde la temperatura de entrada del agua es de 205 °C y el vapor de salida tiene una temperatura de 567° C a una presión de 13,25 MPa, la capacidad de generación de electricidad reportada es de 210 MWe, proveniente de una capacidad térmica de 500 MWth, (2 módulos DE 250 MWth).

Para validar el análisis del balance de la planta, el HTR-PM se evaluará en función de la información proporcionada por Zhang et al. [6]. La Figura 1 muestra el arreglo del reactor, y la Tabla I muestra los datos principales.

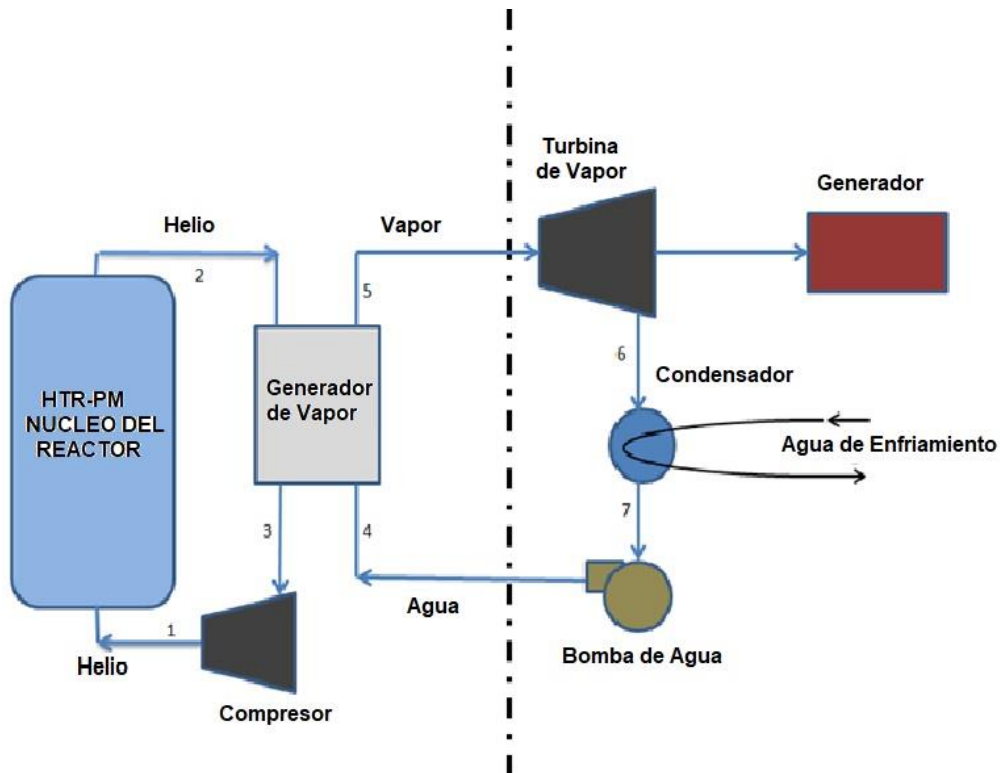


Figura 1 Ciclo termodinámico del HTR-PM

Tabla I Parámetros principales de HTR-PM

Parámetro	Valor	Parámetro	Valor
Potencia Eléctrica	210 MW _e	Potencia térmica	500 MW _{th} (250 c/modulo)
Presión de Helio en el circuito Primario	7 MPa	Temperatura de Helio	250 °C / 750 °C
Presión del Vapor	13.25 MPa	Temperatura de Vapor / Agua	567 °C / 205 °C

Para obtener el balance de la planta se tomaron las propiedades termofísicas del helio de “Propiedades termodinámicas en SI” [14]. En la Tabla II se muestra el balance de planta del circuito descrito en la Figura 1 para cada uno de los equipos considerados en el módulo HTR-PM (250 MWth).

Tabla II Balance termodinámico del HTR-PM con He

Equipos	Linea	Presión	Temp	Entalpía	Δh	Flujo masico	Potencia
		Bar	°C	J/kg	J/kg	Kg/s	MW
RX Entrada	1	70	250	1331.5		96.2516	
RX output	2	70	750	3928.86	2597		
HX Helio Entrada	2	70	750	3928.86		96.2516	
HX-Helio Salida	3	70	250	1331.50	-2597		-250
HX H ₂ O- Entrada	4	150	205	880.17			
HX Vapor Salida	5	132.5	567	3513.22	2633	94.94	
TV Entrada	5	132.5	567	3513.22		94.94	
TV Salida	6	33.1	239	2408.64	-1104	94.94	-105
Cond. Entrada	6	33.1	239	2408.64		94.94	
Cond. Salida	7	33.1	205	875.00	1533	94.94	-145
Bomba/Entrada	7	33.1	205	875.00			
Bomba/Salida	4	151	205	880.21	5.21	94.92	0.495
La eficiencia global de este ciclo es de 42%							

dónde:

\dot{m} Flujo másico de helio (kg/s)

Q potencia térmica (kJ/s)

Δh diferencia de entalpía (kJ/kg)

RX Reactor

HX Intercambiador de Calor

TV Turbina de Vapor

En el ciclo de vapor, el agua que ingresa al intercambiador de calor pasa como líquido subenfriado y sale como vapor sobrecalentado; de los resultados dados en la Tabla II, la energía entregada a la salida de la turbina es de 104.876 MWe. Esta es la energía suministrada para una unidad de reactor y dado que HTR-PM tiene dos unidades, la energía del reactor será de 209.752 MWe; este resultado concuerda con los 210 MWe reportados por Zhang et al [6]. Por lo tanto, el procedimiento de análisis para el equilibrio de la planta puede considerarse adecuado.

3. HTR-PM USANDO NITRÓGENO COMO REFRIGERANTE

Dado que el helio no absorbe neutrones, no se vuelve radiactivo mientras se mueve por el núcleo del reactor; es un gas inerte que permite trabajar con altas temperaturas. Pero el helio tiende a filtrarse a través de los sellos de los circuitos, por lo que es costoso y difícil de almacenar [15]. Estas son algunas de las razones que limitan su uso en un ciclo directo para producir electricidad.

No existen turbinas de helio comerciales [13]), el primer tipo de lecho de guijarros HTR fue el reactor AVR [17], se enfriaba con helio pero funcionaba en un ciclo indirecto utilizando una turbina de vapor para producir electricidad. Además, se consideró que el prototipo HTR-10 de China tenía un ciclo indirecto con una turbina de gas en lugar de una turbina de vapor. Podría usar un intercambiador de calor intermedio donde en el circuito secundario el fluido de trabajo podría ser helio o nitrógeno [18], y también se consideró el ciclo directo de helio, sin embargo, al final el HTR-10 estaba trabajando en un ciclo indirecto de helio. ciclo con una turbina de vapor y lo mismo se decidió para el HTR-PM [6].

En el estudio actual, el nitrógeno se evaluará como candidato a refrigerante en un ciclo directo que puede mantener abierta la posibilidad de aplicación de calor industrial para el HTR. El uso de nitrógeno no es un concepto nuevo; en los años 60, bajo el programa Nuclear del Ejército de los EE.UU., se utilizó el incipiente nitrógeno de ciclo directo cerrado para diseñar el reactor prototipo ML-1 [19]. Aun así, solo funcionó por un corto tiempo. Para HTR, utilizando combustibles prismáticos, Owston [15] ha evaluado el nitrógeno como gas refrigerante. Previamente Owston[15] analizó la compatibilidad del nitrógeno con las turbomáquinas existentes para utilizar nitrógeno en ciclo directo mostrando su viabilidad.

Para los HTR que usan combustible de lecho de guijarros, no hay información reportada sobre el desempeño del nitrógeno como refrigerante, al menos hasta donde sabemos. La Tabla III muestra algunas de las propiedades termofísicas del nitrógeno y el helio.

El nitrógeno exhibe una pequeña sección eficaz de absorción que tiene la posibilidad de activación del nitrógeno debido a la captura de neutrones. Podría causar efectos en el núcleo que afecten la reactividad del núcleo HTR; sin embargo, el nitrógeno activado decae en 7,3 segundos. Esta activación de nitrógeno en HTR, utilizando combustibles prismáticos, ya ha sido analizada por Owston (10). Ha llegado a la conclusión de que estos efectos son insignificantes y no impiden su uso en ciclos cerrados directos de Brayton.

Tabla III. Las propiedades térmicas y físicas del He y N₂ a 60 bar y 500 °C.

Propiedad	He	N ₂
Densidad (kg/m ³)	3.70	25.53
Calor Específico (J/kg-K)	5188	1126
Conductividad Térmica (W/m-K)	0.3030	0.0548
Viscosidad (10 ⁻⁶ Pa-s)	37.30	35.39
Sección Eficaz de Absorción (barn)	0.0	2.4

Además, el nitrógeno irá al reactor en nuestro estudio y no se liberará al ambiente. Garantizando la no liberación de ningún posible nitrógeno activado al medio ambiente. Este procedimiento es diferente en el caso del gas natural en donde las turbinas de gas liberan los gases de escape.

Los reactores nucleares de alta temperatura podrían beneficiarse del uso de la turbina de gas junto con una turbina de vapor; este es el principio de los ciclos combinados que utilizan gas natural

Para hacer el balance de la planta, las propiedades termo físicas del nitrógeno se obtuvieron de "Propiedades termodinámicas en SI" [14] y se desarrolló un programa interno de interpolación transfinita para generar los valores requeridos de las propiedades. Y para el agua y el vapor de "Propiedades termodinámicas y de transporte del agua y el vapor, versión 2.0 (IAPWS-95)[20]. La Tabla IV muestra el balance de la planta para el ciclo combinado propuesto descrito en la Figura 2 para cada uno de los equipos considerados asumiendo un módulo de reactor HTR-PM (250 MWth).

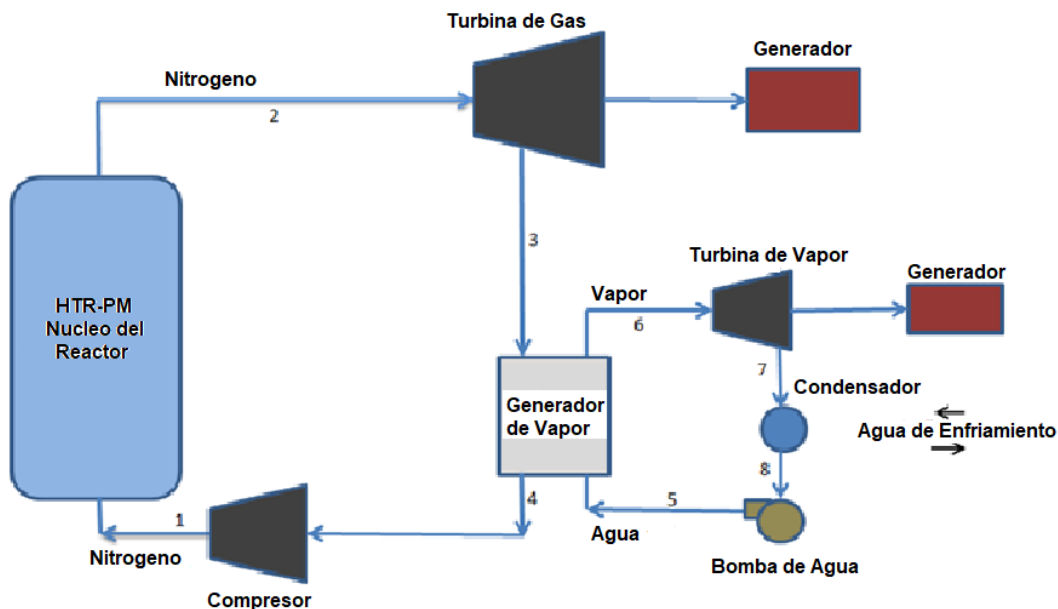


Figura 2 Ciclo termodinámico utilizando N2 en el reactor HTR-PM

El nitrógeno tiene una mayor densidad y un calor específico menor que el helio. Como muestra la Tabla IV, será necesario tener un caudal másico de nitrógeno más alto para proporcionar el enfriamiento HTR-PM. Además, una temperatura de trabajo más alta deja el núcleo del reactor a 900 K. En comparación, el helio sale a 700 K en el HTR-PM chino actual. [6].

En el ciclo combinado, el agua que ingresa al intercambiador de calor fluye como líquido subenfriado y sale como vapor sobrecalentado; de los resultados dados en la Tabla IV, la energía entregada a la salida de la turbina de gas es de 102.405 MWe. El proveniente de la turbina de vapor es de 18.728 MWe, haciendo una producción total de 121.148 MWe. Ya descuenta la energía utilizada por la bomba. Esta es la energía proporcionada para una unidad de reactor; el

HTR-PM tiene dos unidades; por tanto, la energía del reactor será de 242.296 MWe. Por lo tanto, esta opción proporciona más electricidad que los 210 MWe, como Zhang et al. [6] lo informaron.

Tabla IV Balance Termodinámico del HTR-PM con Nitrogeno

Equipo	Linea	Presión	Temp	Entalpía	Δh	Flujo Másico	Potencia
		bar	°C	J/kg	J/kg	Kg/s	MW
RX Entrada	1	70	500	969.41	28.574		
RX Salida	2	67	900	1433.79	19.510		
TG Entrada	2	67	900	1433.79	19.510		
TG Salida	3	55	741	1243.57	19.186	538.352	-102.405
HX N ₂ Entrada	3	55	741	1243.57	19.186		
HX N ₂ Salida	4	55	500	968.61	22.549		
Compressor Entrada	4	55	500	968.61	22.549		
Compressor Salida	1	70	500	969.41	28.574		
HX water Entrada	5	5	36.5	153.35	993.684		
HX Vapor Salida	6	70	286	2772.40	36.520		
TV Entrada	6	70	286	2772.40	36.520		
TV Salida	7	0.08	41.5	2576.20	0.055	95.454	-18.728
Cond. Entrada	7	0.08	41.5	2576.20	0.055		
Cond. Salida	8	0.08	36.5	153.50	915.300		
Bomba Entrada	8	0.08	36.5	153.50	915.300		
Bomba Salida	5	5	36.5	153.35	993.684	95.454	-14.79
La eficiencia global de este ciclo es de 48.45%							

El Flujo másico de nitrógeno es de 538,352 kg/s en comparación con el flujo másico de helio, que es de 96,251 kg/s. El ciclo combinado propuesto requiere más esfuerzo de bombeo y diferentes turbinas para gas y vapor.

4. CONCLUSIONES

El trabajo realizado, obtuvo los resultados necesarios para concluir que para enfriar el reactor es se podría hacer tanto con Helio como con Nitrógeno, tomando en consideración que las diferentes propiedades de los gases llevan a requerir un gasto mucho mayor de refrigerante si se utiliza el nitrógeno, este mayor gasto lleva a velocidades de flujo mayores a través del núcleo y a requerir equipo para el ciclo, de mayor tamaño dados los volúmenes que se deberán manejar. Equipo de mayor tamaño y velocidades de flujo más altas, conllevan costos más altos. Por lo que finalmente se concluye que por economía es preferible el ciclo de Helio. Las eficiencias de los ciclos son diferentes siendo la más alta la del ciclo combinado con 48.45% contra solo 42% del ciclo directo.

AGRADECIMIENTOS

Se Agradece al Instituto Nacional de Investigaciones nucleares el apoyo brindado para la realización de este trabajo y la participación en el congreso de la SNM AC.

REFERENCIAS

- [1] Penfield Jr. S.R., Allen D.T., Correia M. Development requirements for process energy applications of the PBMR. HTR2006, Sandton, RSA.
- [2] Ibrahim T.K., Rahman M.M. Optimum Performance Improvements of the Combined Cycle Based on an Intercooler–Reheated Gas Turbine. *Journal of Energy Resources Technology* 2015; 137: 061601-1
- [3] Ancona M.A., Bianchi M, Branchini L., De Pascale A, Melino F., Peretto A., Torricelli N. Systematic Comparison of ORC and s-CO₂ Combined Heat and Power Plants for Energy Harvesting in Industrial Gas Turbines. *Energies* 2021; 14: 3402
- [4] IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS),” 2018.
- [5] Zhang, Z., Wu, Z., Wang, D., Xu, Y., Sun, Y., Li, F., Dong, Y. Current status and technical description of Chinese 2 × 250MWth HTR-PM demonstration plant. *Nucl. Eng. Des.* 2007; 239: 1212–1219.
- [6] Zhang Z., Dong Y., Li F., Zhang Z., Wang H., Huang X., Li H., Liu B., Wu X., Wang H., Diao X., Zhang H., Wang J. The Shandong Shidao Bay 200 MWe High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant: An Engineering and Technological Innovation. *Engineering* 2016; 2: 112–118.
- [7] Kostin V.I., Kodochigov N.G., Belov S.E., Vasyaev A.V., Golovko V.F., Shenoy A. Development of a design for the GT-MHR energy conversion unit. *Atomic Energy* 2007; 102-1: 67-74.
- [8] Acir A., Coşkun H. Neutronic analysis of the PBMR-400 full core using thorium fuel mixed with plutonium or minor actinides. *Annals of Nuclear Energy* 2012; 48: 45–50.
- [9] Kadak A.C. A future for nuclear energy: pebble bed reactors. *Int. J. Critical Infrastructures* 2005; 1(4): 330-345.
- [10] Owston J. H. Reactivity analysis of a direct nuclear heated gas turbine with nitrogen coolants. *Nuclear Engineering and Design* 2019; 355: 110355.
- [11] Latge Ch., Coolants for fast neutron reactors choice & consequences, CEA, ININ Mexico-City Mexico, June 29th-July 3rd, 2015.

- [12] Li M.-J., Zhu H.-H., Guo J.-Q., Wang K., Tao W.-Q. The development technology and applications of supercritical CO₂ power cycle in nuclear energy, solar energy and other energy industries. *Applied Thermal Engineering* 2017; 126:255-275.
- [13] McDonald C.F. Helium turbomachinery operating experience from gas turbine power plants and test facilities. *Applied Thermal Engineering* 2012; 44:108-142.
- [14] Reynolds W.C. Thermodynamic properties in SI, graphs, tables and computational equations for 40 substances. Department of Mechanical Engineering Stanford University. CA 94305 1979.
- [15] Owston J. H. Thermal performance analysis of a nuclear heated gas turbine with nitrogen coolant. *Nuclear Engineering and Design* 2021; 378: 111193.
- [16] McDonald C.F. Power conversion system considerations for a high efficiency small modular nuclear gas turbine combined cycle power plant concept (NGTCC). *Applied Thermal Engineering* 2014; 73:82-103.
- [17] Moormann R. A safety re-evaluation of the AVR pebble bed reactor operation and its consequences for future HTR concepts. *Berichte des Forschungszentrums Jülich* 4275, ISSN 0944-2952, 2008.
- [18] Sun Y., Zhang Y. Xu Y. Study on coupling a gas turbine cycle to the HTR-10 Test Reactor. IAEA-TECDOC-1238, pp 45-51, 2001.
- [19] Aerojet-General Nucleonics, Army Gas-Cooled Reactor Systems Program - The ML- 1 Design Report. San Ramon, 1960.
- [20] Chemical Logic Steam Tab Companion Thermodynamic and Transport Properties of Water and Steam Version 2.0 (IAPWS-95). Chemical Logic Corporation. 99 South Bedford Street, Suite 207 Burlington, MA 01803, USA.

Caracterización de las Estructuras de Calor de un BWR-5 Durante Accidentes Severos con el uso de RELAP/SCDAPSIM-3.4 Bi7 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

Temperaturas mayores a 1000 K en diversas estructuras de calor han sido detectadas durante la simulación de accidentes severos usando el código ASYST en su versión 3.5, lo que ha llevado a hacer una caracterización de estructuras de calor en las zonas circundantes al núcleo del reactor y en el resto de la vasija de presión con el código RELAP/SCDAPSIM, en un modelo de planta de 4 canales de combustible con 13 nodos axiales, desarrollado por el departamento de Sistemas Nucleares del Instituto de Nacional de Investigaciones Nucleares. El análisis de estas estructuras resulta de interés al igual que el análisis de las temperaturas de vapor presentes especialmente en la parte cercana al pleno superior donde se presentan las mayores temperaturas. En este trabajo, tal caracterización se hace para un Accidente Base de Diseño sin mitigación de un BWR-5 usando RELAP/SCDAPSIM en su versión 3.4 Bi7 para compararlo después con la simulación atípica de una Pérdida de Energía Alterna SBO usando ASYST. Respecto a los principales resultados, en este trabajo, las temperaturas de diversas estructuras de calor son significativamente menores en la simulación con RELAP/SCDAPSIM que las producidas por ASYST, recordando que son eventos diferentes. Adicionalmente, se encuentra que no se aprecia con claridad el impacto de la cama de escombros en la temperatura de las estructuras de calor del fondo de la vasija, apuntando a la interacción entre COUPLE y el resto de códigos.

1. INTRODUCCIÓN

El análisis de los resultados de simulaciones de accidentes en la industria nuclear es una herramienta útil para análisis integrales de riesgos, ya que permite analizar la respuesta de la planta a diversos transitorios y hacer un seguimiento detallado de los procesos de degradación del núcleo. [1] Entre los códigos utilizados para la realización de simulaciones termohidráulicas de seguridad están ASYST y RELAP/SCDAPSIM. El segundo consta a su vez de tres códigos acoplados: RELAP5, especializado en la termohidráulica del reactor, así como el modelado de las distintas componentes; SCDAP especializado en el análisis de accidentes severos, y responsable de los modelos de degradación del núcleo, oxidación y formación y movimiento del corio dentro del núcleo; y COUPLE, el cual mediante un mallado en el fondo de la vasija genera información sobre la caída de escombros, así como las propiedades del lecho que se acumula al fondo de la vasija. El acoplamiento de los códigos es de suma importancia para la precisión de las predicciones que se hagan.

Durante el desarrollo de un accidente severo el monitoreo de las temperaturas en los componentes de la vasija es importante ya que es indicativo de distintos procesos [2], por lo que los procesos de transferencia de calor deben de ser congruentes en los diferentes códigos, y de ahí la necesidad de realizar el análisis de las estructuras de calor de toda la vasija y no solo de la parte inferior como se realiza comúnmente. Debido a que, en el modelo de nodalización que se usa en este trabajo, COUPLE está enfocado solo en simulación de corio en el fondo de la vasija, este código ignora varios componentes cercanos y/o debajo del núcleo, entre ellos los tubos guía del sistema de barras de control, por lo que las predicciones sobre la evolución del accidente en la formación de la cama de escombros no consideran el impacto de esos componentes.

2. MODELO DE PLANTA

El modelo de planta representa a un BWR-5 con un núcleo de 4 canales de combustible anulares, que representan los 444 ensambles de combustible, dando una potencia térmica de 2317 MWt, y 4 canales intersticiales intercalados entre los de combustible para la simulación de los espacios entre las barras de control y las cajas de los ensambles. Para la nodalización axial, cada canal cuenta con 13 nodos, además de nodos que representan las boquillas del fondo de los canales de combustible y de la placa base al fondo de los canales intersticiales [3].

El modelo de nodalización también cuenta con un modelo de la contención MARK-II, en la cual se destaca la división del pozo seco en 4 secciones, y se hace especial énfasis en la geometría del mismo. Dentro de la vasija del reactor se modela el *downcomer* de forma anular conectado a los dos lazos de recirculación, donde se localizan las 20 bombas chorro de los dos lazos del sistema de recirculación. En la Figura 1 se presenta un esquema de la vasija del modelo de planta, con solo uno de los lazos de recirculación y con sus correspondientes bombas chorro.

2.1. Estructuras de Calor

Para modelar la transferencia de calor entre los elementos estructurales de la vasija y los componentes termohidráulicos en RELAP/SCDAPSIM se utilizan las Estructuras de Calor (HS, *Heat Structure*), las cuales deben estar adheridas a volúmenes termohidráulicos.

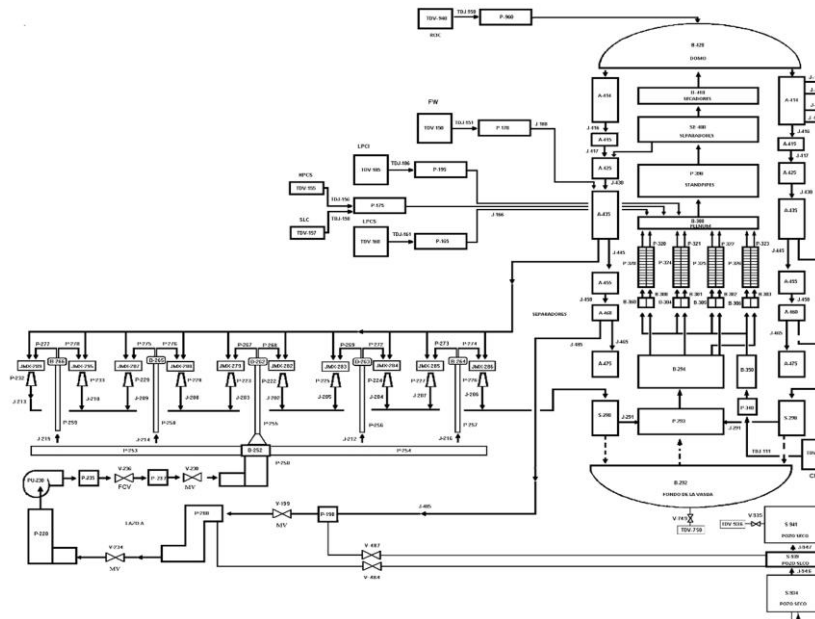


Figura 1. Esquema de la vasija del modelo de planta

Entre todas las HS, cabe mencionar dos de ellas consideradas más importantes en este trabajo. En primer lugar, la vasija de presión del reactor la cual se divide en tres HS: a) la superior, acoplada con el domo de la vasija en su interior; b) la parte media, asociada con las 4 secciones anulares del *downcomer*, la desviación del vapor y la del separador en su interior; y c) el fondo de la vasija, asociada al volumen homónimo. Todas las estructuras de calor de la pared de la vasija están conectadas al exterior a distintas secciones del pozo seco. Las estructuras de calor y sus volúmenes asociados se muestran en la Tabla I.

Tabla I. Principales estructuras de calor

Estructura de calor HS	Volúmenes asociados al interior	Volúmenes asociados al exterior
Pared superior y domo de la vasija	Domo de la vasija	Pozo Seco
Pared de la vasija en stand pipes	Separador de Vapor	Pozo Seco
Pared media de la vasija	Separador y <i>Downcomer</i>	Pozo Seco
Pared baja y fondo de la vasija	Fondo de la vasija	Pozo Seco
Tubos Guía CRD	Pleno inferior	Tubos guía (Canal)
Placa soporte del núcleo	Placa soporte (Canal)	Pleno Inferior
<i>Shroud</i> Medio	Núcleo (<i>bypass</i>) y Placa soporte	<i>Downcomer</i> alto y medio
<i>Shroud</i> Inferior	Pleno inferior	<i>Downcomer</i> bajo y medio
Faldón y soportes del <i>Shroud</i>	Pleno inferior	Descarga de JP

La otra estructura de calor es la envolvente (*shroud*), la cual con sus dos secciones se conecta en su interior con el canal intersticial exterior del núcleo (*bypass del núcleo*), la placa base de este canal y el pleno inferior, y en el exterior con las 4 divisiones del *downcomer* de la vasija y el volumen de descarga de las bombas jet.

3. LOCA-DBA GRAVE CON RELAP/SCDAPSIM

El escenario de accidente grave que se simula en este trabajo tiene una duración total de 3500 s, de los cuales 200 s son de estado estacionario, por lo que se tiene poco más de 55 minutos de accidente. El escenario es el accidente base de diseño de un BWR5, que implica la rotura 200 % en guillotina en la tubería de succión de una bomba de recirculación, pero sin permitirse la acción de los diversos sistemas de inyección de emergencia al núcleo, incluido el RCIC. Durante la evolución de este accidente se alcanzan temperaturas mayores de 2500 K en la superficie del núcleo, haciendo la producción de hidrógeno auto-sostenida, y se llega a degradar casi la totalidad del núcleo [4], por lo que resulta de utilidad el análisis de las estructuras de calor en toda la vasija y la interacción entre los códigos.

Al vaciarse por completo la vasija y no haber Sistemas de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECCS, *Emergency Core Cooling Systems*) ni RCIC, para refrigerar el núcleo se cuenta solo con el vapor de agua, por lo que es relevante realizar el análisis de las temperaturas de las estructuras de calor al mismo tiempo que se compara con la del vapor de agua en los componentes asociados. Debido a las condiciones claramente diferenciadas entre el interior de las estructuras y su exterior, se hace un análisis empezando con el exterior de la vasija, como se muestra en la Figura 2. Se denotan las temperaturas del vapor con líneas punteadas y las de las HS con líneas continuas. Respecto a las temperaturas del vapor se aprecia la influencia del vapor en la temperatura de las HS, aunque cabe destacar que todas las HS tienen varios nodos conectados a distintos volúmenes que por simplicidad se grafican los más representativos.

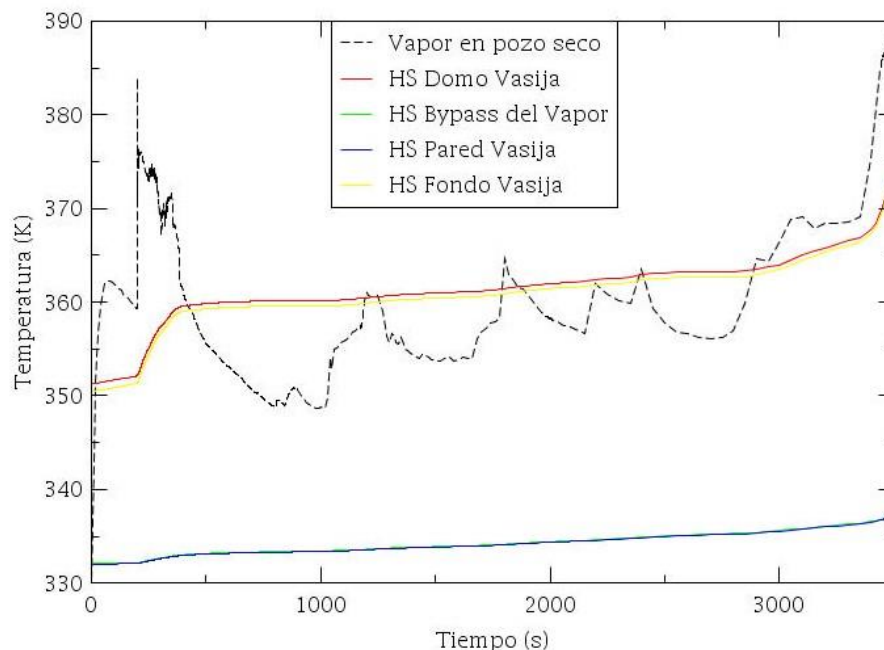


Figura 2. Temperaturas del Exterior de la Vasija

Al solo estar rodeada por el pozo seco, la única temperatura relevante es la del gas. La Figura 2 muestra una clara diferencia entre el comportamiento del vapor y la de las estructuras de calor, aunque ambas tienen una clara tendencia a incrementarse conforme progresa el accidente. Se debe resaltar que en el fondo de la vasija también se encuentra una cama de escombros que se va acumulando, por lo que la temperatura del *debris* debería afectar la temperatura de la estructura de calor, lo cual no se refleja en los resultados arrojados por RELAP5, por lo que se deben tomar los resultados arrojados por COUPLE.

En la Figura 3, relativa al interior de la vasija, se pueden observar temperaturas del vapor llegando a superar los 900 K y, al igual que en el exterior de la vasija, el perfil de la temperatura es más suave en las HS. A diferencia de los resultados para el exterior, en el interior de la vasija la temperatura de las HS del fondo y el domo de la vasija son diferenciadas, aunque ambas son mayores que en el exterior por razones evidentes. En este caso la temperatura del domo es mayor que en cualquier otra parte de la vasija. En las dos secciones del *downcomer* las temperaturas son similares y la de la HS del fondo es prácticamente la misma que la temperatura del vapor en ese volumen.

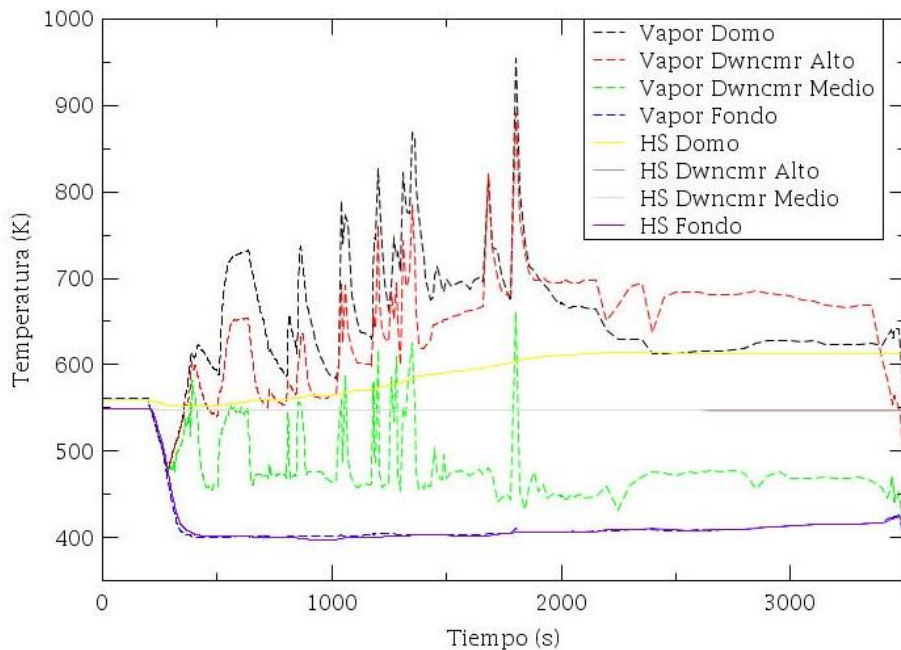


Figura 3. Temperaturas del Interior de la Vasija

En la Figura 4 se grafican las temperaturas del exterior del *shroud*. En esta figura se grafica la temperatura del vapor en la sección del *downcomer* alto, que está en contacto con la HS, por lo que se diferencia a la de la Figura 3, que es la correspondiente al interior de la vasija. Podemos ver que en la zona media no se supera los 600 K. En la parte baja y el faldón con los soportes del *shroud* se tienen temperaturas incluso menores a los de la operación normal, principalmente porque estas zonas contienen agua líquida durante un tiempo del escenario y luego se refrigeran por el vapor en esos volúmenes. Sin embargo, también es claro que las temperaturas del *shroud* no están reflejando el hecho de que en el núcleo se haya formado una alberca de material fundido, con temperaturas mayores a los 2000 K.

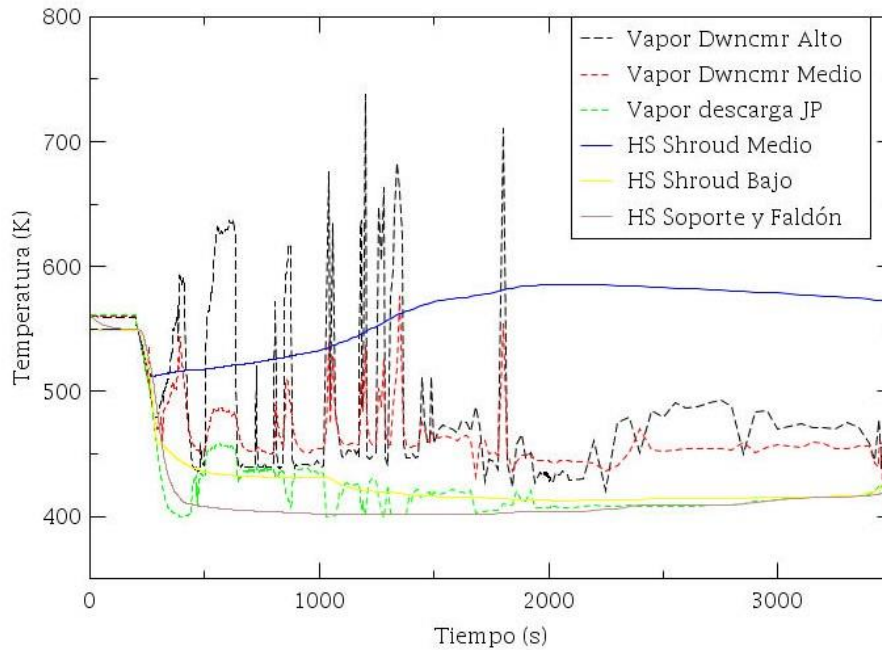


Figura 4. Temperaturas del Exterior del Shroud

La sección adyacente al núcleo es la que mayores esfuerzos térmicos resentirá y es relevante el análisis en el interior del *shroud*, como se ilustra en la Figura 5. Lo primero que destaca son las temperaturas del vapor que se acercan a los 2000 K, sin embargo también es de destacar lo poco que se ven reflejadas estas temperaturas tan elevadas en las estructuras de calor, ya que éstas se mantienen con temperaturas prácticamente constantes. Tales temperaturas se pueden ver minimizadas por la poca cantidad de vapor que queda en la vasija por la naturaleza del accidente, y la deficiencia del mecanismo de transferencia de calor.

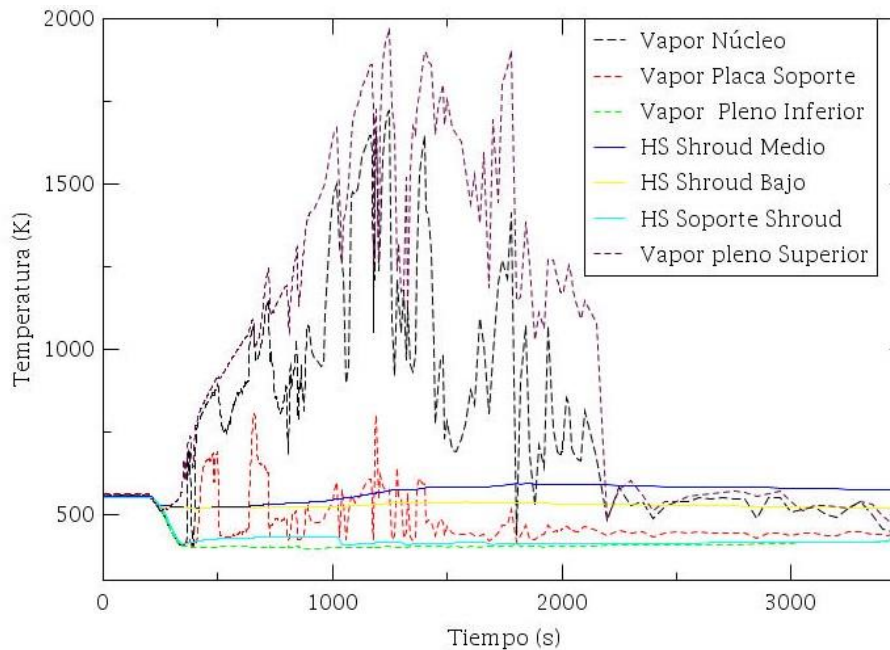


Figura 5. Temperaturas al Interior del Shroud

Sin embargo, para otros escenarios como un SBO, el cual se analiza posteriormente, este factor ya no ocurre. Por otro lado, la sección baja del *shroud* tiene una temperatura menor al estar conectada al pleno inferior y a la placa soporte tiene más similitud en las temperaturas y una mayor relación con los cambios de temperatura del vapor y los de la HS.

En la parte inferior del núcleo se encuentran la placa soporte y los tubos guía de las barras de control. Las temperaturas del vapor y de las estructuras de calor se muestra en las Figuras 6 y 7, respectivamente. Para las partes inferiores de los ensambles (nariz y pieza soporte) se tienen 4 volúmenes diferentes, uno para cada uno de los correspondiente 4 canales anulares de combustible. En la Figura 6 solo se grafican el del centro del núcleo y el de la periferia. En estos casos la estructura de calor esta adherida al pleno inferior y al volumen de la placa misma.

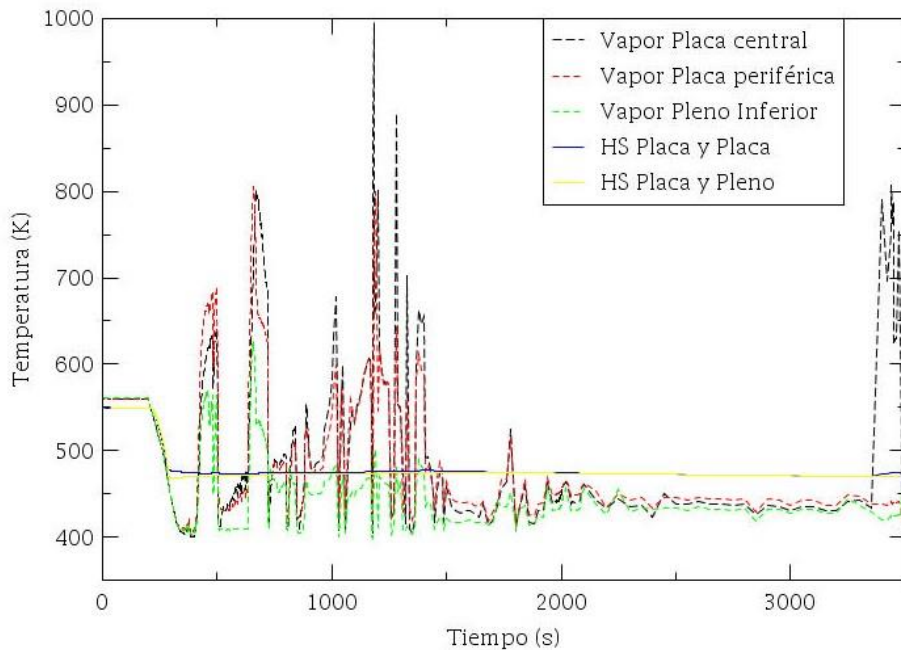


Figura 6. Placa Soporte del Núcleo

Se aprecia un comportamiento similar que las demás estructuras de calor, destacando que no se llega a temperaturas mayores a los 1000 K, y en las HS no se superan los valores nominales. Respecto a estructuras de calor debajo de la placa soporte del núcleo, los valores del vapor y las HS en los tubos guía y la placa soporte del núcleo, la Figura 7 muestra que la HS asociada a los tubos guía de las barras de control no alcanza temperaturas considerables. Sin embargo, es claro que esta HS no refleja la cercanía de la cama de escombros, y por ende no presenta temperaturas mayores. Es decir, RELAP5 no toma en cuenta lo que está ocurriendo realmente en el fondo de la vasija, por lo que los tubos guía deberían modelarse en una malla adicional del código COUPLE. Esto es de suma importancia, pues el deterioro de los tubos guías es los principales mecanismos de falla de la pared del fondo de la vasija en un BWR.

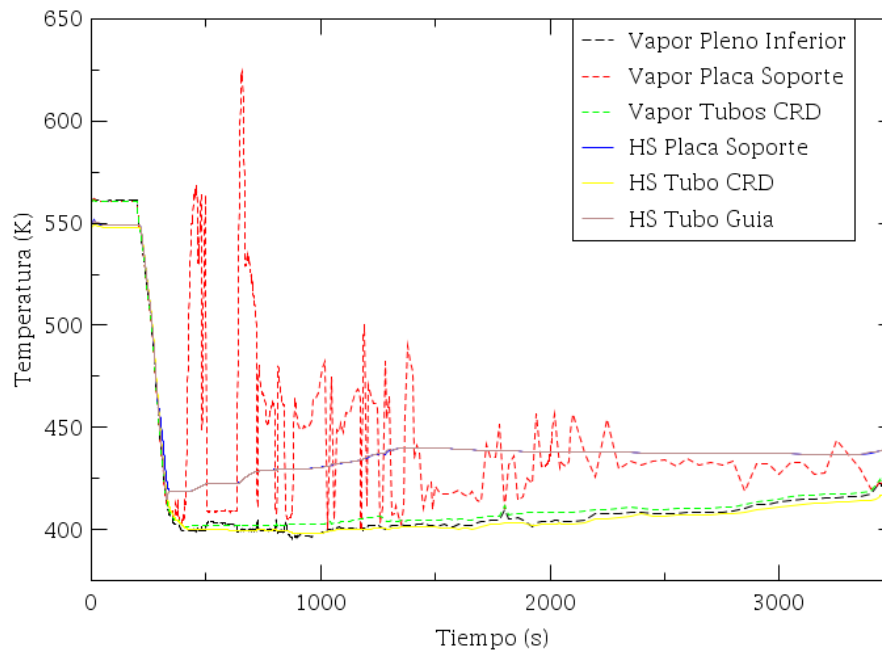


Figura 7. Tubos Guía del Sistema de Barras de Control

4. SBO GRAVE CON ASYST

Pese a ser un accidente diferente, donde claramente los tiempos en desarrollarse los eventos de la degradación del núcleo durante un accidente grave tipo SBO son mayores, pero al no haber ningún sistema de emergencia activo eventualmente se produce una secuencia de degradación del núcleo, por lo que respetando las diferencias temporales y el hecho de tener o no presurizada la vasija del reactor, se puede hacer una comparación de la respuesta de las estructuras de calor a la degradación del núcleo y como interactúan con el vapor en los volúmenes a los cuales están asociadas. Para este trabajo comparativo, otra diferencia relevante es el código que se ocupa para la simulación del SBO, el cual es ASYST-3.5.

Durante la progresión del escenario se detectaron temperaturas bastante elevadas en el vapor localizado en los volúmenes asociados al núcleo, o alrededor, y en sus respectivas estructuras de calor. como ejemplo de resultados arrojados por ASYST, la Figura 8 muestra temperaturas de estructuras de calor de la vasija. A diferencia de los resultados para el LOCA-DBA grave simulado con RELAP/SCDAPSIM, ASYST predice temperaturas cercanas a los 1100 K en algunos puntos, pero siempre debe recordarse que son eventos con circunstancias ambientales diferentes.

Analizando las HS en la vasija vemos que la mayor temperatura se alcanza en los tubos ascendentes (*standpipes*) arriba del pleno superior del núcleo, que es donde se tiene el vapor con mayor temperatura. El resto de la vasija tiene temperaturas menores, lo cual es de esperarse ya que las HSs están asociadas al *downcomer* y no al núcleo.

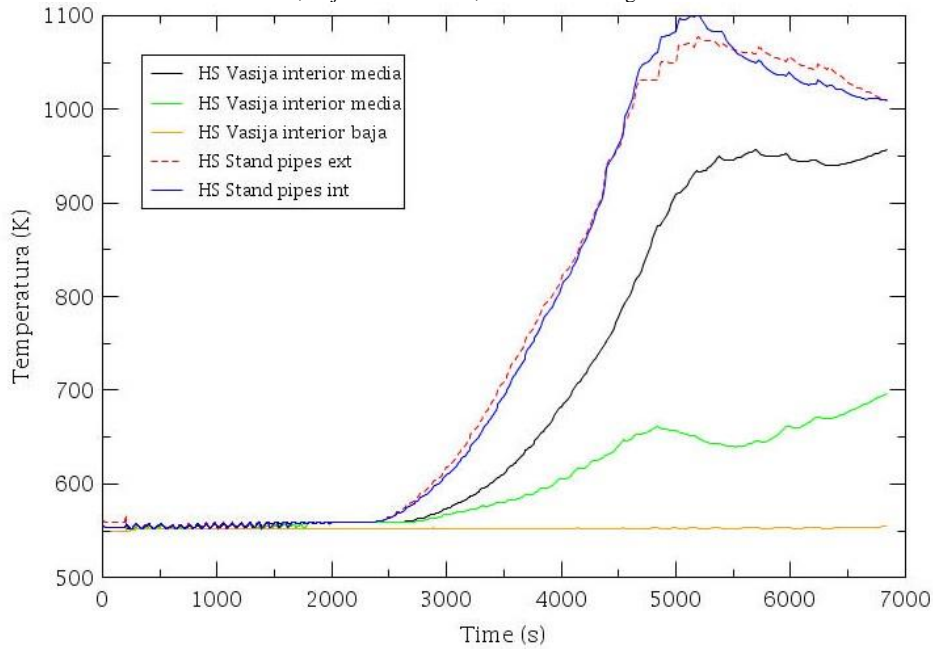


Figura 8. Temperaturas de HS de la Vasija en SBO con ASYST

Por otro lado, si nos enfocamos en el *shroud*, vemos que las temperaturas son superiores al escenario LOCA, llegando hasta los 1300 K, como se nota en la Figura 9. Se puede notar que en la sección cercana al núcleo se presentan temperaturas mucho mayores a las del *shroud* bajo adyacente a las placas base y las entradas o boquillas de los canales combustibles.

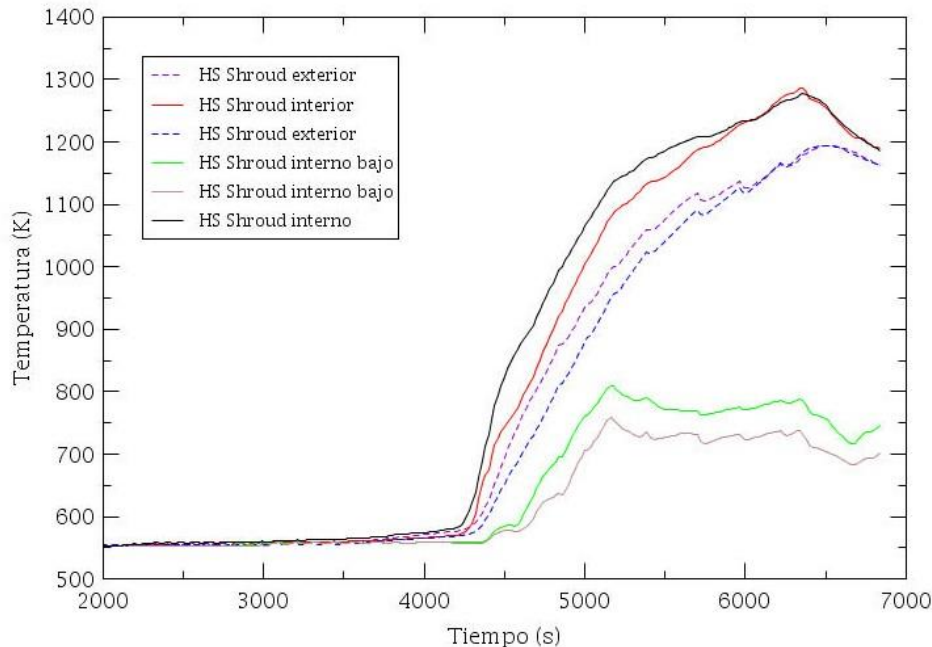


Figura 9. Temperaturas de HS del Shroud en SBO con ASYST

La Figura 10 muestra la temperatura del vapor en diversos volúmenes asociados a estructuras de calor de interés. En el pleno superior del núcleo se alcanzan temperaturas cercanas a los 2600 K, lo cual se ve reflejado en la HS de los *standpipes*, por lo que es recomendable analizar su efecto

en la integridad estructural de los componentes en la parte superior del núcleo. Nuevamente, cabe destacar que al igual que en LOCA, el fondo de la vasija no muestra un aumento significativo en la temperatura pese al nivel de degradación y la masa del corio reubicado al fondo, lo que nos indica una deficiencia en la transferencia de información entre los códigos especialmente con COUPLE.

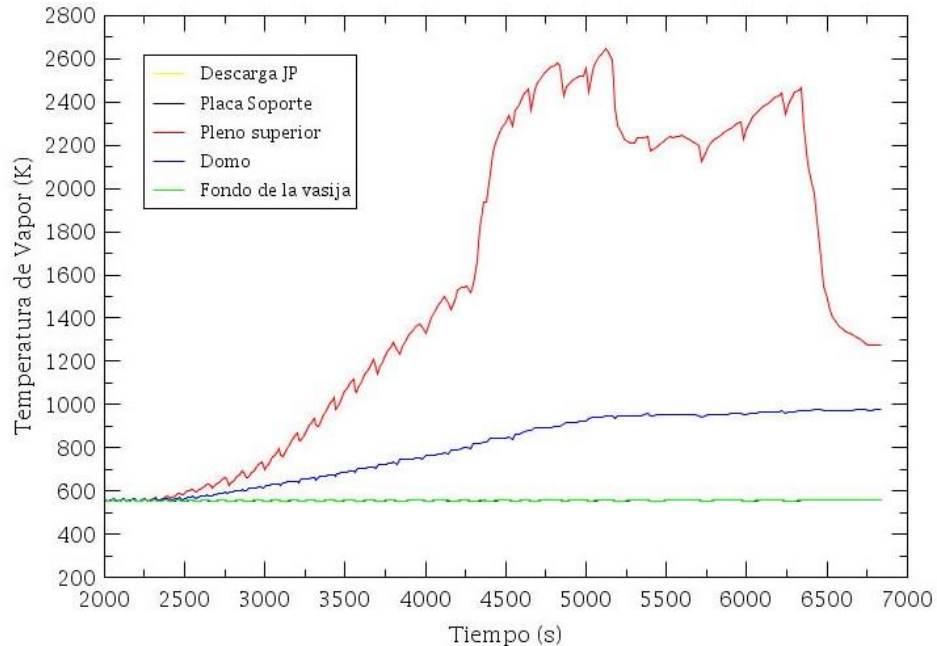


Figura 10. Temperaturas del vapor en SBO con ASYST

5. CONCLUSIONES

Tras realizar el análisis de los resultados de las simulaciones de dos escenarios de accidente grave en un BWR con degradación importante del núcleo, pero usando diferentes códigos, se ha mostrado que las temperaturas del vapor en volúmenes representando el núcleo del reactor y volúmenes por encima del núcleo pueden inducir temperaturas mayores a los 1100 K en las estructuras de calor asociadas. Aun cuando esta temperatura está lejana a la temperatura de fusión del acero, se sugiere se debe realizar un análisis más detallado del nivel de daño que podrían sufrir tales estructuras metálicas durante accidentes graves.

Destaca la importancia del análisis de los *standpipes*, ya que en ellas y en el pleno superior del núcleo es donde se concentran las temperaturas más elevadas, y del orden de las que se presentan en las zonas más calientes del núcleo.

Es también importante recalcar que las temperaturas del vapor y de las HS relativas al fondo de la vasija que calcula el código RELAP5 no reflejan la presencia del material fundido en esa zona, por lo que los valores arrojados no deben usarse en análisis de seguridad. Una alternativa sería crear una malla adicional del código COUPLE para determinar con precisión las temperaturas que resienten los tubos guía de las barras de control.

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 **SN-007 Impacto de medidas FLEX en los cálculos de dosis durante la progresión de accidentes graves en BWRs**, y a la ESFM-IPN por el apoyo para facilitar asesores externos en su programa de Maestría en Ciencias Fisicomatemáticas.

REFERENCIAS

1. Allison C. M., Hohorst. J. K. “Role of RELAP/SCDAPSIM in nuclear safety” *International Topical Meeting on Safety of Nuclear Installations*, Dubrovnik, Croacia (2008) z
2. Lahey R. T., Moody F. J., *The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor*, American Nuclear Society, La Grange Park, Estados Unidos (1993).
3. 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).
4. Cruz-Ponce M. Ortiz-Villafuerte J. et al, “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” *XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana*, Veracruz, México (2022).

Cinética Puntual Estocástica

Daniel Suescún Díaz, Jesús Antonio Chala Casanova

Universidad Surcolombiana

Av. Pastrana Borrero – Carrera 1, Neiva, Colombia

daniel.suescun@usco.edu.co; chalarock@gmail.com

Oziel Rojas Ávila

Universidad Veracruzana

Circuito Aguirre Beltrán s/n, Xalapa, Veracruz

ozrojas@uv.mx

Resumen

Se presenta en este trabajo un estudio numérico de las ecuaciones diferenciales estocásticas que describen el comportamiento temporal en un reactor nuclear. Las ecuaciones que modelan este fenómeno son conocidas como las ecuaciones estocásticas de la cinética puntual que modelan las variaciones temporales de la densidad de población de neutrones y concentraciones de precursores de neutrones retrasados. Debido a que estas ecuaciones son de naturaleza probabilística, ya que se consideraron que las oscilaciones aleatorias en los neutrones y en la población de precursores son aproximadamente normalmente distribuidas, y además que de estas ecuaciones poseen las propiedades de acoplamiento fuerte y rigidez, el método propuesto para las simulaciones numéricas es el esquema de Euler-Maruyama que proporciona muy buenas aproximaciones para el cálculo de la población de neutrones y concentraciones de precursores de neutrones retrasados. El método propuesto para este trabajo fue probado computacionalmente para diferentes semillas, condiciones iniciales, datos experimentales y formas de reactividad para un grupo de precursores y luego para seis grupos de precursores de neutrones retrasados en cada paso de tiempo con 5000 movimientos Brownianos. Después de tomar el promedio de las diferentes semillas usadas para generar los números aleatorios, los resultados proporcionados por el esquema de Euler-Maruyama serán comparados en media y desviación estándar con otros métodos reportados en la literatura y resultados del modelo determinístico de las ecuaciones de la cinética puntual. Esta comparación confirma particularmente que el esquema de Euler-Maruyama es un método eficiente para resolver las ecuaciones de la cinética puntual estocástica. El método de Euler Maruyama es simple y fácil de implementar y además de proporcionar resultados aceptables para la densidad de población de neutrones y concentración de precursores de neutrones retrasados, son computacionalmente eficientes para resolver el problema de rigidez presente en las ecuaciones de la cinética puntual estocástica en cada paso de tiempo.

1. INTRODUCCIÓN

La dinámica de un reactor nuclear puede ser modelada de manera simplificada mediante las ecuaciones de la cinética puntual, que son un conjunto de ecuaciones diferenciales de primer orden fuertemente acopladas y no lineales que describen la evolución temporal para la población de neutrones y la concentración de precursores de neutrones retrasados [1]. La solución de estas ecuaciones permite a los técnicos e ingenieros de una planta nuclear realizar estimaciones del nivel de potencia experimentado durante el arranque o parada del reactor, permite también

modelar la variación temporal de la dinámica del sistema cuando las barras de control son ajustadas [2]. Estas ecuaciones son determinísticas y únicamente proveen estimaciones de valores medios de la densidad de neutrones y las concentraciones de precursores de neutrones retrasados [3-4]. Existen una gran variedad de métodos reportados en la literatura donde se solucionan las ecuaciones de la cinética puntual bajo esta formulación determinística, sin embargo, para bajos niveles de potencia, la densidad de población de neutrones y concentraciones de precursores de neutrones difieren aleatoriamente con respecto al tiempo, la dinámica del problema es de naturaleza estocástica, por lo que las ecuaciones deben ser transformadas en un modelo estocástico.

Las soluciones computacionales de estas ecuaciones diferenciales estocásticas son conseguidas mediante el esquema de Euler-Maruyama sobre cada paso de tiempo y comparadas con métodos reportados en la literatura. Se toma el promedio de los resultados obtenidos con diferentes semillas que generan los números aleatorios, y se comparan en media y desviación estándar con los trabajos existentes y los resultados proporcionados con el modelo determinístico.

2. FORMULACIÓN ESTOCÁSTICA DEL MODELO

Las ecuaciones de la cinética puntual determinista se pueden deducir asumiendo procesos de nacimiento y muerte de neutrones de las poblaciones de neutrones y precursores de neutrones, donde se considera que la emergencia de neutrones se debe a procesos primarios de fisión, decaimiento, o fuentes externas de neutrones, y la muerte de neutrones se debe a capturas o fugas de neutrones [5].

De esta forma, para m grupos de precursores se demuestra que la dinámica de un reactor nuclear se puede escribir como,

$$\frac{dn_{(t)}}{dt} = \left(\frac{1 - \rho_{(t)} - \alpha}{\Lambda} \right) n_{(t)} + \left(\frac{1 - \alpha - \beta}{\Lambda} \right) n_{(t)} + \sum_{i=1}^m \lambda_i c_{i(t)} + q_{(t)} \quad (1)$$

$$\frac{dc_{i(t)}}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n_{(t)} - \lambda_i c_{i(t)} \quad (2)$$

Donde $\alpha = 1/\nu$, ν es el promedio de neutrones producidos por los eventos de fisión, λ_i es la constante de decaimiento del i -ésimo grupo de precursores, β_i es la fracción de neutrones que son del i -ésimo grupo de precursores, $\beta = \sum_{i=1}^m \beta_i$ es la fracción total de neutrones precursores y $\rho_{(t)}$ la reactividad.

Las ecuaciones (1) y (2) son las ecuaciones de la cinética puntual determinística, donde (1) es la variación temporal de la densidad de neutrones, para la cual el término $[(1 - \rho - \alpha) / \Lambda] n_{(t)}$ representa la muerte de un neutrón en captura por absorción o fuga, $[(1 - \alpha - \beta) / \Lambda] n_{(t)}$ representa al nacimiento de un neutrón, $\sum_{i=1}^m \lambda_i c_{i(t)}$ representa la contribución neutrónica total esperada debido al decaimiento de los grupos de precursores retrasados y $q_{(t)}$ al término asociado a una fuente externa de neutrones.

Por otro lado, la ecuación (2) es la variación temporal de la densidad de precursores, donde el término $(\beta_i / \Lambda)n_{(t)}$ representa al i -ésimo grupo de precursores que están siendo producidos en fisiones primarias y $-\lambda_i c_{i(t)}$ representa al decaimiento del i -ésimo grupo de precursores.

El análisis hecho a los términos de las ecuaciones (1) y (2) de los posibles futuros de los neutrones como un conjunto de eventos de nacimiento o muerte, y después de calcular sus probabilidades asociadas, permite formular las ecuaciones estocásticas de la cinética puntual usando el teorema límite central [6]. De esta manera se logra demostrar un conjunto de procesos estocásticos de $\hat{\mathbf{I}}$ [7] para la población de neutrones y precursores de neutrones

$$\frac{d}{dt} |P_{(t)}\rangle = \hat{\mathbf{A}} |P_{(t)}\rangle + |Q_{(t)}\rangle + \hat{\mathbf{B}}^{1/2} \frac{d}{dt} |W_{(t)}\rangle \quad (3)$$

Donde

$$|P_{(t)}\rangle = \begin{bmatrix} n_{(t)} \\ c_{1(t)} \\ c_{2(t)} \\ \vdots \\ c_{m(t)} \end{bmatrix}; \quad |Q_{(t)}\rangle = \begin{bmatrix} q_{(t)} \\ 0 \\ 0 \\ \vdots \\ 0 \end{bmatrix} \quad (4)$$

$|W_{(t)}\rangle = |W_{(t-\Delta t)}\rangle + \sqrt{\Delta t} |\eta\rangle$, $|\eta\rangle$ es un vector de variables aleatorias uniformemente distribuidas con media 0 y desviación estándar 1.

$$\hat{\mathbf{A}} = \begin{bmatrix} \frac{\rho - \beta}{\Lambda} & \lambda_1 & \lambda_2 & \cdots & \lambda_m \\ \frac{\beta_1}{\Lambda} & -\lambda_1 & 0 & \cdots & 0 \\ \frac{\beta_2}{\Lambda} & 0 & -\lambda_2 & \cdots & 0 \\ \vdots & \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \frac{\beta_m}{\Lambda} & 0 & 0 & \cdots & -\lambda_m \end{bmatrix} \quad (5)$$

$$\hat{\mathbf{B}} = \begin{bmatrix} \zeta & a_1 & a_2 & \cdots & a_m \\ a_1 & r_1 & b_{2,3} & \cdots & b_{2,m+1} \\ a_2 & b_{3,2} & r_2 & \cdots & b_{3,m+1} \\ \vdots & \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ a_m & b_{m+1,2} & b_{m+1,3} & \cdots & r_m \end{bmatrix} \quad (6)$$

con,

$$\zeta = \gamma n_{(t)} + \sum_{i=1}^m \lambda_i c_{i(t)} + q_{(t)} \quad (7)$$

$$\gamma = \frac{-1 - \rho_{(t)} + 2\beta + (1 - \beta)^2 v}{\Lambda} \quad (8)$$

$$a_i = \frac{\beta_i}{\Lambda} [(1 - \beta)v - 1] n_{(t)} - \lambda_i c_{i(t)} \quad (9)$$

$$b_{i,j} = \frac{v\beta_{i-1}\beta_{j-1}}{\Lambda} n_{(t)} \quad (10)$$

$$r_i = \frac{v\beta_i^2}{\Lambda} n_{(t)} + \lambda_i c_{i(t)} \quad (11)$$

El sistema (3) se conoce como las ecuaciones estocásticas de la cinética puntual y generalizan a las ecuaciones determinísticas de la cinética puntual ya que cuando $\hat{\mathbf{B}} = \hat{\mathbf{0}}$ se regresa al modelo clásico determinístico.

3. MOVIMIENTO BROWNIANO O PROCESO WIENER

Un movimiento browniano o proceso Wiener definido sobre un intervalo $[0, T]$ es una variable aleatoria $W_{(t)}$ que satisface las siguientes propiedades [8]:

- $W_{(0)} = 0$ con probabilidad $P = 1$.
- Para $0 < s < t < T$ la variable aleatoria dada por un incremento $W_{(t)} - W_{(s)}$ está distribuida normalmente con media cero y varianza $t - s$, donde $W_{(t)} - W_{(s)} \sim \sqrt{t - s} N(0, 1)$. Aquí $N(0, 1)$ es una variable aleatoria normalmente distribuida con media 0 y varianza 1.
- Para $0 < s < t < u < v < T$ los incrementos $W_{(t)} - W_{(s)}$ y $W_{(v)} - W_{(u)}$ son independientes.

Para solucionar la ecuación (3), se simulan cinco mil caminos Brownianos para cada una de las semillas, las cuales generan a los números aleatorios.

4. ESQUEMA DE EULER-MARUYAMA

Una de las aproximaciones discretas más simples de un proceso estocástico de Itô es el esquema de Euler-Maruyama [9]. Se considera un proceso de Itô $X = \{X_t, t_0 \leq t \leq T\}$ que satisface la ecuación diferencial estocástica definida sobre un intervalo $[0, T]$

$$dX_t = a(X_t, t)dt + b(X_t, t)dW_t \quad (12)$$

Con condición inicial

$$X_{(t=0)} = X_0 \quad (13)$$

La aproximación de Euler-Maruyama explícito consiste en proceso estocástico continuo

$Y = \{Y_t, t_0 \leq t \leq T\}$ que satisface el esquema

$$Y_{n+1} = Y_n + a(Y_n, t_n)(t_{n+1} - t_n) + b(Y_n, t_n)(W_{n+1} - W_n) \quad (14)$$

Donde, $Y_n = Y_{(t_n)}$ y con valor inicial $Y_0 = Y_{(t=0)}$

En este trabajo la ecuación (12) se generaliza para un proceso de Itô multidimensional ya que las ecuaciones estocásticas de la cinética puntual para m precursores es un sistema de $m+1$ ecuaciones diferenciales estocásticas.

5. RESULTADOS

La primera simulación consiste en un experimento numérico que involucra únicamente un grupo para la concentración de precursores ($m=1$), se asume que la constante de decaimiento del precursor tiene un valor $\lambda_1 = 0.1 \text{ s}^{-1}$, una fracción de precursor y fracción total $\beta_1 = \beta = 0.05$, un número promedio de neutrones por fisión $\nu = 2.5$, un tiempo de generación $\Lambda = 2/3 \text{ s}^{-1}$, una reactividad $\rho = -1/3$ y una fuente externa $q = 200 \text{ s}^{-1}$, con condiciones iniciales $X_0 = [400, 300]^T$ y usando 5000 caminos Brownianos en un intervalo de 40 pasos para un intervalo $[0, T]$ donde $T = 2 \text{ s}$. En la Tabla I se presentan los promedios y desviaciones estándar para diez semillas con sus promedios, además de los resultados de la simulación determinística calculada con el método de Runge-Kutta de cuarto orden $E[n_{(2)}]$ y $E[c_{T(2)}]$, donde $c_T = \sum_{i=1}^m c_i$

Tabla I. Esperados y desviaciones estándar con diferentes semillas para un grupo de precursores.

Semilla	$E[n_{(2)}]$	$\sigma[n_{(2)}]$	$E[c_{T(2)}]$	$\sigma[c_{T(2)}]$
100	399.88063	31.59582	299.79632	7.89653
200	399.34122	32.27301	299.87623	7.93811
300	399.13049	31.64457	299.98258	8.12800
400	399.58241	31.28730	299.95773	8.01188
500	400.30850	31.30682	299.92263	7.89624
Promedio	399.61326	31.65662	299.92992	7.95999
RK4	400.00000	-	300.00000	-

La segunda y tercera simulación consiste ahora en un experimento que considera seis grupos de precursores ($m=6$) con los siguientes parámetros: constantes de decaimiento de los i -ésimos grupos de precursores $\lambda_i = [127, 317, 1150, 3110, 14000, 38700] \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$, las fracciones de precursores $\beta_i = [266, 1491, 1316, 2849, 896, 182] \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$, fracción total $\beta = 0.007$, un número promedio de neutrones por fisión $\nu = 2.5$, un tiempo de generación $\Lambda = 2 \times 10^{-5} \text{ s}$ y una fuente externa $q = 0 \text{ s}^{-1}$.

Para los resultados de la Tabla II se usó un valor de reactividad $\rho = 0.003$ analizados en un intervalo de tiempo $[0, T]$ con $T = 0.1$ s.

Para la Tabla III se usó una reactividad de $\rho = 0.007$ analizados en un intervalo de tiempo $[0, T]$ con $T = 0.001$ s. En ambos experimentos se usó 5000 caminos Brownianos para cada una de las semillas, 40 particiones en el intervalo de tiempo, con condiciones iniciales $X_0 = 100[1, \beta_1 / \lambda_1 \Lambda, \beta_2 / \lambda_2 \Lambda, \dots, \beta_m / \lambda_m \Lambda]^T$.

Tabla II. Esperados y desviaciones para seis grupos de precursores con $\rho = 0.003$

Semilla	$E[n_{(0.1)}]$	$\sigma[n_{(0.1)}]$	$E[c_{T(0.1)}]$	$\sigma[c_{T(0.1)}]$
100	196.51030	223.18868	449672.79	1852.2259
200	196.55932	216.69136	449654.64	1872.8934
300	189.79846	220.03167	449743.19	1911.2396
400	195.43691	223.91395	449702.67	1854.8454
500	192.81295	223.18512	449721.58	1897.6682
Promedio	195.43691	223.18512	449702.67	1872.8934
RK4	179.95397	-	448878.14	-

Tabla III. Esperados y desviaciones para seis grupos de precursores con $\rho = 0.007$

Semilla	$E[n_{(0.001)}]$	$\sigma[n_{(0.001)}]$	$E[c_{T(0.001)}]$	$\sigma[c_{T(0.001)}]$
100	133.99430	91.9343678	446360.14	18.480658
200	133.64878	91.7696655	446359.84	18.634740
300	137.87551	94.1548305	446360.72	18.820938
400	135.30289	90.9411846	446360.14	18.355764
500	134.49149	91.8940470	446360.28	18.473932
Promedio	134.49149	91.894047	446360.14	18.480658
RK4	135.00089	-	446360.42	-

Las siguientes Tablas muestran la comparación de los datos obtenidos por el esquema de Euler-Maruyama frente a los métodos reportados en la literatura.

Tabla IV. Comparación de los métodos para un precursor.

Método	Monte Carlo	PCA	Euler-Maruyama	Taylor Orden 1.5
$E[n_{(2)}]$	400.03	395.32	399.61	412.10
$\sigma[n_{(2)}]$	27.311	29.411	31.656	34.519
$E[c_{T(2)}]$	300.00	300.67	299.93	315.93
$\sigma[c_{T(2)}]$	7.8073	8.3564	7.959	8.3158

Tabla VI. Comparación de los métodos para seis precursores con $\rho = 0.003$.

Método	Monte Carlo	PCA	Euler-Maruyama	Taylor Orden 1.5
$E[n_{(0.1)}]$	183.04	186.31	193.549	199.408
$\sigma[n_{(0.1)}]$	168.79	164.16	220.01	168.54
$E[c_{T(0.1)}]$	447800.00	449100.00	449702.52	449700.00
$\sigma[c_{T(0.1)}]$	1495.7	1917.2	1891.7	1218.8

Tabla VII. Comparación de los métodos para seis precursores con $\rho = 0.007$.

Método	Monte Carlo	PCA	Euler-Maruyama	Taylor Orden 1.5
$E[n_{(0.001)}]$	135.67	134.55	135.10	139.57
$\sigma[n_{(0.001)}]$	93.376	91.242	92.913	92.047
$E[c_{T(0.001)}]$	446400.00	446400.00	446360.26	446300.00
$\sigma[c_{T(0.001)}]$	16.226	19.444	18.636	18.337

Los resultados dados por las Tablas I-VII muestran que los valores obtenidos con el esquema de Euler-Maruyama reportados en [10] difieren de los presentados en la actual propuesta. Para validar los resultados correctos, debe comprobarse con los valores determinísticos, para los cuales se usó el método de Runge-Kutta de orden $O(h^4)$, así fácilmente se pueden verificar la veracidad de los resultados obtenidos en la actual propuesta. Sería imposible que la desviación estándar fueran los valores reportados [10] y por consiguiente en [11-12].

Finalmente, la última simulación consiste en una reactividad sinusoidal $\rho_{(t)} = \rho_0 \text{Sin}(\pi t / T)$, donde se definen los valores de los parámetros como: reactividad inicial $\rho_0 = 0.005333$, constante de decaimiento $\lambda_1 = 0.077 \text{ s}^{-1}$, fracción de precursor de neutrones $\beta_1 = 0.0079$, tiempo de generación de neutrones $\Lambda = 10^{-3} \text{ s}$, fuentes externas de neutrones $q = 0 \text{ s}^{-1}$, un periodo medio $T = 50 \text{ s}$ y con condiciones iniciales $X_0 = [1, \beta_1 / \lambda_1 \Lambda]$.

La solución mediante una reactividad sinusoidal se logró con un tamaño de paso $h = 0.1 \text{ s}$. Los números aleatorios fueron generados mediante la semilla 0 y se usaron 5000 caminos Brownianos [13-14]. Los valores esperados obtenidos para la densidad o población de neutrones en la formulación estocástica se comparan con la solución determinista lograda mediante el método de Euler en la Figura 1. Este tipo de experimento se utiliza para determinar experimentalmente parámetros de la cinética de neutrones. Se logra mediante movimientos oscilatorios en las barras de control, que se traducen en una perturbación sinusoidal de la reactividad [15].

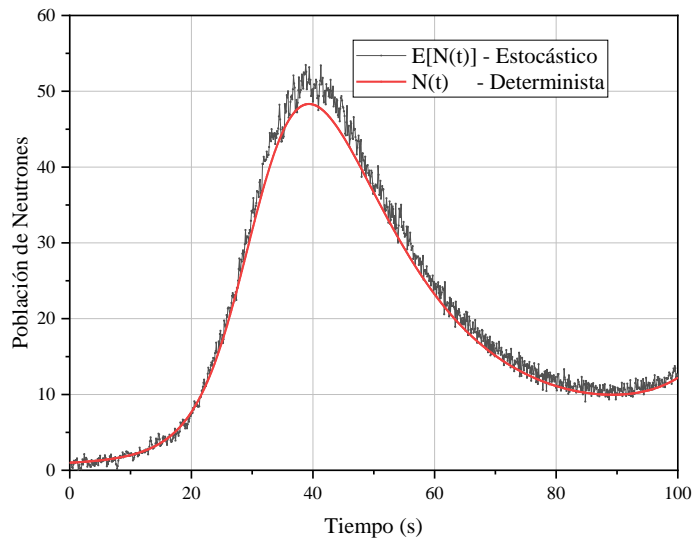


Figura 1. Solución determinista y estocástica para los valores esperados de la población de neutrones con reactividad sinusoidal.

6. CONCLUSIONES

Las ecuaciones estocásticas de la cinética puntual fueron solucionadas en este trabajo numéricamente mediante el esquema de Euler-Maruyama explícito, el cual además de ser eficiente computacionalmente y de fácil implementación, proporcionó las aproximaciones esperadas para el cálculo de la densidad de neutrones y concentraciones de precursores de neutrones retrasados para diferentes formas de reactividad, condiciones iniciales y datos experimentales. Los resultados obtenidos por el esquema propuesto y la validación en promedio usando el método de Runge-Kutta fueron comparados en media y desviación estándar con métodos reportados en la literatura. De esta forma, se logró demostrar que los promedios de los resultados para cinco semillas, las aproximaciones reportadas en este trabajo están de acuerdo con las reportadas en la literatura.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece al Dr. Pablo Samuel Luna Lozano Director de la Facultad de Instrumentación Electrónica UV, por las facilidades proporcionadas para llevar este tipo de investigaciones.

REFERENCIAS

1. Lamarsh J., *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley, New York, Estados Unidos (2002).
2. Duderstadt J.J., Hamilton L.J., *Nuclear Reactor Analysis*, New York: Jhon Wiley and Sons, New York, Estados Unidos (1976).
3. Hurwitz Jr., H., MacMillian, D.B., Smith, J.H., Storm, M.L., “Kinetics of low source reactor startups Part I”, *Nuclear Science and Engineering*, **15**, p. 166-186 (1963a).

4. Hurwitz Jr., H., MacMillian, D.B., Smith, J.H., Storm, M.L., “Kinetics of low source reactor startups Part II”, *Nuclear Science and Engineering*, **15**, p. 187-196 (1963b).
5. Hetrick, D.L., *Dynamics of Nuclear Reactors*, The University of Chicago Press, Chicago, Estados Unidos (1971).
6. Allen E.J., *Modeling with Itô Stochastic Differential Equations*, Springer, Dordrecht, Países Bajos (2007).
7. Hayes J.G., Allen E.J., *Thesis: Stochastic point kinetics equations in nuclear reactor dynamics*, Texas Tech University, Lubbock, Estados Unidos (2005).
8. Sauer T., *Numerical Solution of Stochastic Differential Equations in Finance*, Springer, Heidelberg, Alemania (2012).
9. Kloeden P.E., Platen E., *Numerical Solution of Stochastic Differential Equations*, Springer, New York, Estados Unidos (1992).
10. Saha R., “Numerical Simulation of Stochastic point kinetic equations in the dynamical system of nuclear reactor”, *Annals of Nuclear Energy*, **49**, p. 154-159 (2012).
11. Hayes J.G., Allen E.J., “Stochastic point kinetic equations in nuclear reactor dynamics”, *Annals of Nuclear Energy*, **32**, p. 572-587 (2005).
12. Ayyoubzadeh S.M., Vosoughi N., “An alternative stochastic formulation for the point kinetics”, *Annals of Nuclear Energy*, **63**, p. 691-695 (2014).
13. Saha R., Patra A., “Numerical solution for stochastic point kinetics equations with sinusoidal reactivity in dynamical system of nuclear reactor”, *Nuclear Science and Technology*, **7**, p. 231-242 (2013).
14. Nahla A.A., “Analytical exponential model for stochastic point kinetic equations via eigenvalues and eigenvectors”, *Nuclear Science and Technology*, **27**, p. 19-27 (2016).
15. Stacey W. M., *Nuclear reactor physics*, Wiley-VCH Verlag GmbH & Co, Atlanta, Estados Unidos (2018).

Acoplamiento Termohidráulico y Cinética Neutrónica Puntual de orden No-Entero para el Análisis de Transitorios en el Reactor NuScale

Polo-Labarríos M.A.

*Área de Ingeniería en Recursos Energéticos, Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa,
Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco 186, Colonia Leyes de Reforma 1era Sección, 09310,
Iztapalapa, Mexico City, México.Nombre de la Institución*

*Universidad Nacional Autónoma de México, Instituto de Ingeniería,
Departamento de Mecánica y Energía, Av. Universidad 3000, Ciudad Universitaria, Coyoacán,
04510, Ciudad de México, México*

*Departamento de Ingeniería Química, Industrial y de Alimentos, Universidad Iberoamericana
Ciudad de México, Prolongación Paseo de Reforma 880, Lomas de Santa Fe, 01219,
Ciudad de México, México
mpolo@xanum.uam.mx*

Sánchez-Mora H. y Vázquez-Rodríguez R.

*Área de Ingeniería en Recursos Energéticos, Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
Av. Ferrocarril San Rafael Atlixco 186, Colonia Leyes de Reforma 1era Sección, 09310,
Iztapalapa, Mexico City, México.Nombre de la Institución
hsam@xanum.uam.mx; rwr@xanum.uam.mx*

Ortiz-Villafuerte J. *

*Instituto Nacional De Investigaciones Nucleares
Carretera México Toluca-La Marquesa s/n Ocoyoacac 52750 Estado de México
javier.ortiz@inin.gob.mx*

Resumen

En este artículo se analiza el comportamiento de los parámetros neutrónicos y de circulación natural en el reactor PWR llamado NuScale, a través del sistema de ecuaciones novedoso que incluye diferenciales de orden *No-entero* y ordinarias acoplando la cinética neutrónica puntual con la termohidráulica del núcleo del reactor. Se analizan procesos transitorios de aumento y disminución del flujo de alimentación y de la temperatura de entrada del refrigerante, para identificar la retroalimentación de los efectos termohidráulicos con los fenómenos neutrónico en un esquema de orden *No-entero*. En los resultados se observa que para tiempos cortos la potencia y la reactividad tienen el mismo comportamiento con el modelo clásico y el modelo de orden *No-entero* para todos los valores del coeficiente de difusión anómalo simulados. Sin embargo, para tiempo

largos se tiene más reactividad y menor potencia, en relación con el modelo clásico. Al reducir el valor del coeficiente de difusión anómalo estos efectos contraintuitivos aumentan. Adicionalmente se observa un retraso entre el cambio de reactividad y la potencia. En conclusión, se observa que los procesos subdifusivos son relevantes cuando se presentan cambios lentos en la reactividad, lo cual es posible analizarlo a través del tercer término de la Ecuación de la Densidad Neutrónica de Orden *No-entero*, y del tiempo del tiempo de relación que incluye, esto indican que los procesos subdifusivos generan un efecto de dispersión.

1. INTRODUCCIÓN

Hoy en día, la energía nuclear está atrayendo la atención mundial como fuente de energía, esto se atribuye a la producción de energía térmica producida por reactores nucleares que permite generar energía eléctrica sin la emisión de gases de efecto invernadero. Hasta el año 2020 había 442 reactores nucleares de potencia operando a nivel mundial; de los cuales, 302 se basaban en el diseño del reactor de agua a presión (PWR); mientras que 63 reactores era el reactor de agua en ebullición (BWR), y el resto de otros diseños [1].

Una nueva generación de reactores nucleares son los Pequeños Reactores Modulares (SMR). Los SMRs permiten el uso de energía nuclear en lugares inadecuados para unidades grandes, y algunos diseños pueden ampliar su uso para aplicaciones no eléctricas como por ejemplo la producción de Hidrógeno. Un SMR es el diseño llamado NuScale, que es un reactor pequeño PWR modular, el cual es enfriado por un sistema de recirculación natural, cuya ventaja consta en la eliminación de varias válvulas y tuberías [2], y a su vez, con esto también elimina algunos modos de falla potenciales [3].

Zaidabadi Nejad and Ansarifa (2020) [4] analiza el núcleo del reactor NuScale mediante el uso de códigos de simulación de FLUENT, analizaron los parámetros de circulación natural, así como alterar el modo de enfriamiento de las varillas de combustible bajo la posibilidad de ser enfriadas internamente y de forma externa, considerando así un combustible anular. Sin embargo, la transferencia de calor por convección natural es un fenómeno complicado debido al acoplamiento de los procesos de transferencia de calor y de transferencia de momento a través de la velocidad del fluido. Este fenómeno es afectado por diferentes parámetros, entre los que se encuentra la diferencia de temperatura entre la superficie de la fuente de calor y la del refrigerante, la resistencia del flujo y las propiedades del fluido [5].

El modelo puntual de la cinética de neutrones tiene un papel importante en el estudio del comportamiento de reactor nuclear para la generación de potencia eléctrica. ha sido el motivo de muchos estudios a lo largo de la historia de la energía nuclear [6-10]. Se han desarrollado soluciones analíticas [11] y numéricas [12] para este modelo. Incluso se introdujo el modelo puntual de la cinética de neutrones aplicando cálculo de orden *No-entero* [13] usando el operador de derivada de orden no entero propuesto por Caputo [14]. Este último modelo consiste en una ecuación diferencial ordinaria de orden *No-entero* y una uno de orden entero para un grupo de precursores de neutrones retardados. Este modelo permite analizar el efecto de los procesos No-Fickianos en la dinámica del reactor nuclear [15], producidos por la difusión anómalo generados por la configuración altamente heterogénea del reactor nuclear [16], dichos procesos se analizan a través del tiempo de relajación considerado que tienen los neutrones cuando inician su

movimiento, asociado a una rápida variación del flujo neutrónico debido a un cambio rápido de la reactividad.

En general, las derivadas de orden clásico son definidas como un operador local, mientras que las derivadas de orden *No-entero* son no locales. Estos últimos describen la variación de un sistema en el que la tasa de cambio instantáneo depende de estados pasados, lo que se denomina “efecto memoria” [17]. Se propone el uso de los operadores de orden *No entero* en el desarrollo de modelos matemáticas como una mejor aproximación de muchos procesos [18].

En este artículo, a diferencia de trabajos anteriores, el tema de investigación es analizar el comportamiento de los parámetros neutrónicos y de circulación natural en el reactor PWR llamado NuScale a través del sistema novedoso de ecuaciones diferenciales de orden *No-entero* y ordinarias acoplando la cinética neutrónica puntual con la termohidráulica del núcleo del reactor. Se analizan los procesos transitorios del reactor NuScale de aumento y disminución del flujo de alimentación y de la temperatura de entrada del refrigerante, así como su comportamiento con diferentes valores del coeficiente de difusión anómalo, para identificar la retroalimentación de los efectos termohidráulicos con los fenómenos neutrónico en un esquema novedoso de orden *No-entero*. En los resultados se observa que para tiempos cortos la potencia y la reactividad tienen el mismo comportamiento con el modelo clásico y el modelo de orden *No-entero* para todos los valores del coeficiente de difusión anómalo simulados. Sin embargo, para tiempo largos se tiene más reactividad y menor potencia, en relación con el modelo clásico. Al reducir el valor del coeficiente de difusión anómalo estos efectos contraintuitivos aumentan. Adicionalmente se observa un retraso entre el cambio de reactividad y la potencia. En conclusión, se observa que los procesos subdifusivos son relevantes cuando se presentan cambios lentos en la reactividad, lo cual es posible analizarlo a través del tercer término de la Ecuación de la Densidad Neutronic de Orden *No entero*, y del tiempo del tiempo de relación que incluye, esto indican que los procesos subdifusivos generan un efecto de dispersión. Las comparaciones indican que los resultados de simulación obtenidos concuerdan bien entre sí. También indican que todos los parámetros se mantienen en los rangos aceptables y se demuestra la seguridad del reactor NuScale en los procesos transitorios simulados.

2. CÁLCULO DE ORDEN *NO-ENTERO*

La derivada de orden *No-entero* $D^\kappa \equiv \frac{d^\kappa}{dt^\kappa}$ se define de diferentes formas. Algunos operadores de derivadas de orden no entero se presentaron en [19,20], sin embargo, la derivada más popular es la definición dada por Caputo [21]: Si n es un entero positivo y $\kappa \in [n-1, n)$, entonces la derivada de orden κ de la función f es dada por

$$D_a^\kappa(f)(t) = \frac{1}{\Gamma(n-\kappa)} \int_a^t \frac{f^{(n)}(x)}{(t-x)^{\kappa-n+1}} dx \quad (1)$$

3. MODELO MATEMÁTICO Y VALIDACIÓN

El modelo matemático consiste en el mismo modelo descrito por Sánchez-Mora et al. [22]. A pesar de que el modelo matemático tiene la capacidad de considerar la fase de degradación del núcleo en su fase temprana, en este trabajo solo analiza el proceso transitorio del reactor NuScale bajo diferentes variaciones de parámetros, para identificar la retroalimentación de los efectos termohidráulicos con los fenómenos neutrónico en un esquema de orden No entero.

3.1. Núcleo del NuScale

Para describir los parámetros del reactor NuScale, en la Figura 1 se describen las dimensiones del núcleo del reactor, así como los diferentes materiales del cual está compuesto. Dichos parámetros tienen la intención de ser los importantes para este trabajo, y están basados de [23-26], siendo estos valores los valores nominales para la operación del núcleo del reactor con base al diseño de este. Algunas características no mencionadas en la figura establecen la temperatura del fluido a la entrada y la temperatura promedio del fluido en el núcleo, cuyos valores son 258.3 °C y 284 °C, análogamente, asimismo, el flux másico el cual tiene una magnitud de 627 kg m⁻² s⁻¹.

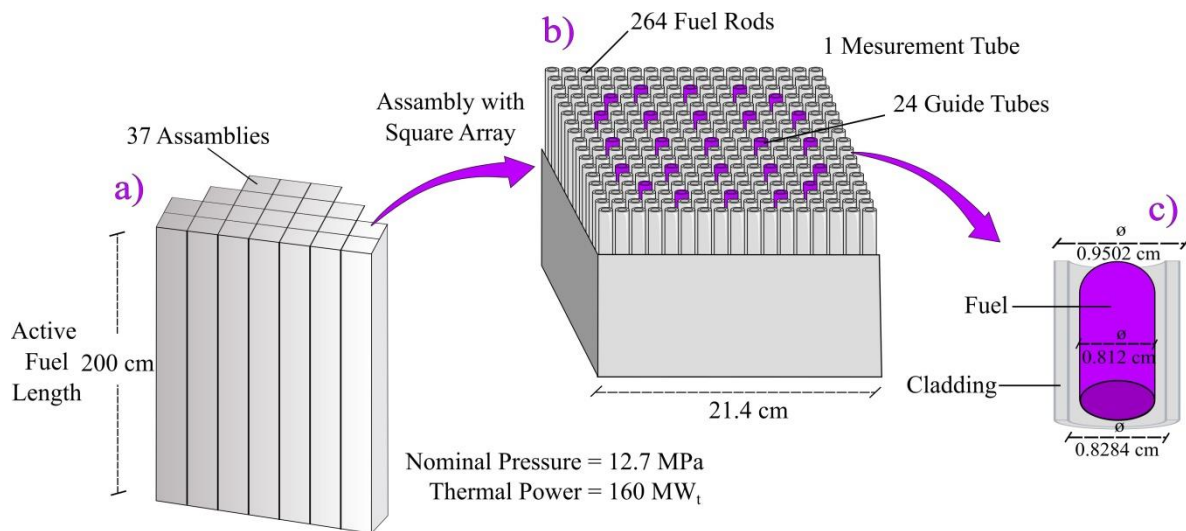


Figura 1. Componentes y características del núcleo del NuScale, a) Núcleo, b) ensamble, c) varillas de combustible.

A diferencia del modelo presentado en [22], el revestimiento de las varillas de combustible está hecho por M5 [6], el cual es una aleación compuesta principalmente por Zr, y 0.03 wt% de Fe y 0.135 wt% de O. Por lo anterior, es necesario implementar las propiedades correspondientes al modelo [27].

Conductividad Térmica de M5

En el trabajo realizado por Luscher et al. [28] se sugiere que este parámetro puede ser evaluado como se calcula para las diferentes aleaciones de Zircaloy. Este parámetro es calculado mediante la siguiente expresión,

$$k = 15.0636 \exp\left(4.61843 \times 10^{-4} T\right) \quad T \leq 2133 K \quad (1)$$

$$k = 36 \qquad T > 2133 K \qquad (2)$$

donde k es la conductividad térmica ($Wm^{-1}K^{-1}$), T es la temperatura (K). La Ec. (1) representa el valor de dicha propiedad para temperatura por debajo de la temperatura de cambio de fase, de la fase sólida a líquida de la aleación M5, y la Ec. (2) para temperaturas una vez fundido el material.

Densidad de M5

La densidad, basados de [27], tiene un valor fijo de alrededor de 6500 kg m^{-3} , bastante similar a la densidad de Zr.

Capacidad Calorífica a Presión Constante de la aleación M5

Para este parámetro fueron utilizados los resultados experimentales reportados por Luscher et al. [28] y Mitchel et al. [29], cuya expresión se muestra en la Ec. (3). En esta ecuación los coeficientes a y b varían en función del rango de temperaturas, y su valor es mostrado en la Tabla 1.

$$C_p = aT + b \qquad (3)$$

donde C_p es la capacidad calorífica a presión constante ($J \text{ kg}^{-1} K^{-1}$).

Tabla 1. Valores de a y b de la Ec. (3).

a ($J \text{ kg}^{-1} K^{-2}$)	b ($J \text{ kg}^{-1} K^{-1}$)	Rango de Temperatura (K)
0.1147	252.55	< 960.122 K
1.9014	-1463.1	960.122 K - 1017.6 K
0.5527	-90.68	1017.6 K - 1107.8 K
1.5837	1232	1107.8 K - 1153.1 K
-1.8617	2740.9	1153.1 K - 1278.2 K
0.0	356	≥ 1278.2 K

3.2. Validación Termohidráulica

Con los datos reportados en la sección inmediata anterior, es posible simular el comportamiento termohidráulico del reactor NuScale con el modelo desarrollado en [22]. Para determinar la validez del modelo, los resultados son comparados por los presentados por Sadegh-Noedoost et al. [26] utilizando el código RELAP-SCDAP [30]. El perfil de potencia empleado en el trabajo mencionado considera 10 nodos en la región axial del núcleo y es presentado en la Figura 2. Con la implementación de los datos del núcleo se obtuvieron los resultados ilustrados en la Figuras 3 y 4. La Figura 3 compara la temperatura del fluido en diferentes regiones axiales, estableciendo la temperatura del fluido a la entrada del núcleo de $258.3 \text{ }^\circ\text{C}$ se obtuvo un valor de la temperatura a la salida de $316.35 \text{ }^\circ\text{C}$, que en comparación lo reportado por Sadegh-Noedoost et al. [26], este valor está alrededor de $312.5 \text{ }^\circ\text{C}$, es decir, el error obtenido para este parámetro es de 1.23 %, además de una similitud aceptable en el perfil de temperatura. Por otro lado, la Figura 4 compara el perfil de la densidad del fluido a lo largo del núcleo, donde, para el resultado obtenido por este trabajo muestra una similitud adecuada con los datos reportados en [26], donde la densidad a la salida tuvo un error relativo de 0.8 %. Esto demuestra que el modelo reproduce satisfactoriamente la termohidráulica del NuScale con una simulación previamente realizada con un código especializado en este ámbito.

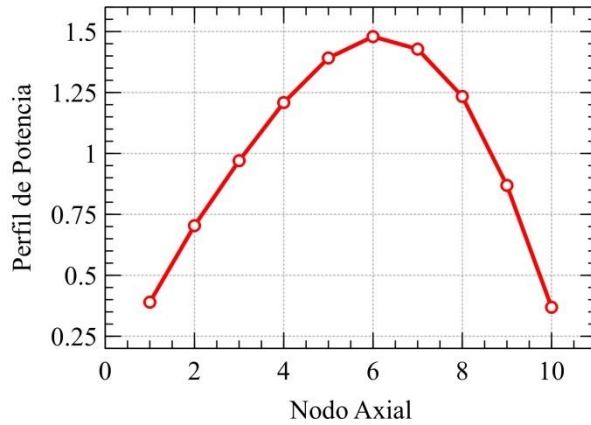


Figura 2. Perfil de potencia axial por nodo.

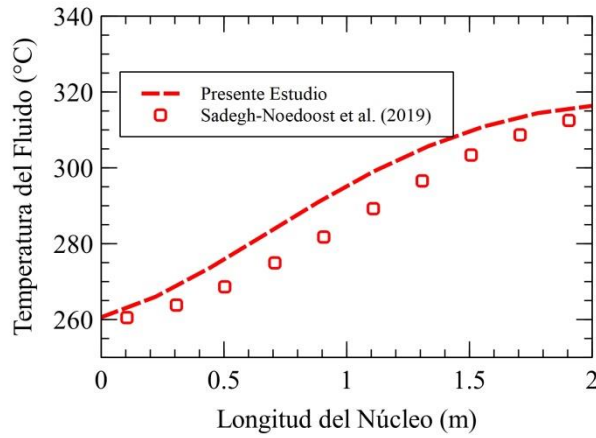


Figura 3. Comparación de la temperatura del fluido a través del núcleo.

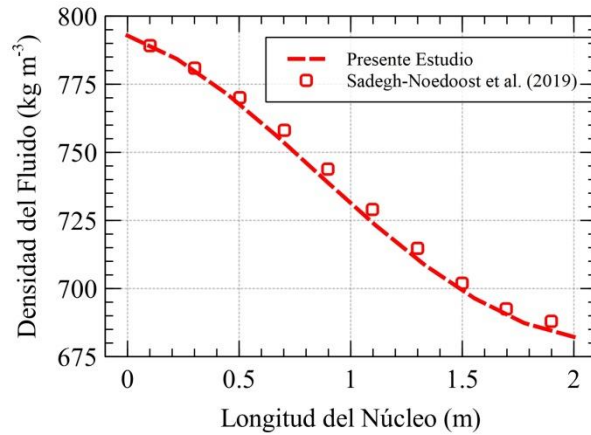


Figura 4. Comparación de la densidad del fluido a través del núcleo.

3.3. Modelo de la Cinética Neutrónica Puntual de Orden *No-entero*

En este trabajo se utiliza el modelo de la Cinética Neutrónica Puntual [13,31]:

$$\tau^\kappa \frac{d^{\kappa+1}N(t)}{dt^{\kappa+1}} + \frac{dN(t)}{dt} + \tau^\kappa \left[\frac{P_{NL}(1-\rho(t))-1+\beta}{\Lambda} \right] \frac{d^\kappa N(t)}{dt^\kappa} = \frac{\rho(t)-\beta}{\Lambda} N(t) + \tau^\kappa \lambda \frac{d^\kappa C(t)}{dt^\kappa} + \lambda C(t) \quad (4)$$

donde N representa la densidad neutrónica, ρ es el parámetro de reactividad, P_{NL} es la probabilidad de No-Fuga de neutrones, Λ es la vida media de una generación de neutrones instantáneos, t es el tiempo, β es la fracción total de neutrones retardados, λ es la constante de decaimiento de los precursores de neutrones retardados, C representa los precursores de neutrones retardados, y τ es el tiempo de relajación definido como

$$\tau = \frac{1}{v\Sigma_{tr}} = \frac{3D}{v}, \quad (5)$$

donde D es el coeficiente de difusión neutrónica, v es la velocidad del neutrón, y Σ_{tr} es la sección eficaz de transporte. Finalmente, κ es el coeficiente de orden *No-entero* del operador diferencial conocido como coeficiente de difusión anómalo cuya interpretación física es relacionado con procesos No-Fickianos, mientras que el término τ^κ es denominado como tiempo de relajación anómalo.

Por otro lado, la ecuación diferencial de precursores de neutrones retardados es:

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} N(t) - \lambda C(t) \quad (6)$$

Las Ecs. (4) y (6) son el modelo de la cinética neutrónica de orden *No-entero*, de donde el modelo clásico se recupera directamente cuando $\tau = 0$ s.

La ecuación (4) de la cinética de neutrones de orden *No-entero* tiene tres términos que incluyen derivadas de orden *No-entero*:

$$\frac{d^{\kappa+1}N(t)}{dt^{\kappa+1}} \quad (7)$$

$$\frac{d^\kappa}{dt^\kappa} [P(t)N(t)] \quad (8)$$

$$\frac{d^\kappa C(t)}{dt^\kappa} \quad (9)$$

El significado físico de estos términos indica los procesos donde son relevantes los efectos de subdifusión: el primer término indica que son relevantes cuando se presentan cambios rápidos en la densidad de neutrones; el segundo término indica que son relevantes cuando el cambio en la densidad de neutrones es relativamente lento; y el tercer término indica la relevancia de los procesos subdifusivos cuando el reactor se encuentra en un proceso de parada.

4. PARÁMETROS DE LA CINÉTICA NEUTRÓNICA

Para realizar la simulación fueron utilizados los parámetros neutrónicos tomados de Zuhair et al. (2021) [32], los cuales fueron aplicados en este trabajo bajo de valores promedio, ya que en dicho trabajo se elaboraron algunos parámetros cinéticos para diferentes tipos de ensambles por lo que, para este caso, $\beta=0.006$ y $\Lambda=1.56 \times 10^{-5}$ s. Por otro lado, para el cálculo de la reactividad, se utilizaron los datos reportados por Sadegh et al. (2020) [2] que están mostrados en la Tabla 2, donde se consideran los coeficientes de reactividad para los efectos Doppler (α_D) y temperatura del moderador (α_M). Los coeficientes varían en función de la temperatura promedio del combustible o del moderador, dependiendo del caso. La velocidad del neutrón es considerada para neutrones térmicos, por lo que su valor es de 2200 m s^{-1} . El coeficiente de difusión neutrónica, como la probabilidad de no fuga, como la constante de decaimiento tienen valores de $D = 0.0921 \text{ cm}$, $P_{NL}=0.975$, y $\lambda=0.08109 \text{ s}^{-1}$, respectivamente y son tomados de Stacey (2001) y Duderstadt and Hamilton (1976) [6-34].

5. ANÁLISIS DE TRANSITORIOS CON LA CINÉTICA CLÁSICA

Una vez simulado el sistema y alcanzando el estado estacionario y bajo las condiciones nominales, las que se muestran en las Figuras 3 y 4, se realizan variaciones en las condiciones de flujo de refrigerante con el objetivo de observar el comportamiento del núcleo del reactor debido a la retroalimentación dada por los efectos de reactividad, considerando solo la cinética puntual clásica que se obtiene cuando $\tau = 0 \text{ s}$ en las Ec. (4) y (6). Los resultados obtenidos se comparan con los obtenidos considerando $\tau \neq 0 \text{ s}$ (Ec. (5)) en el modelo de orden *No-entero* para analizar el efecto de los fenómenos de difusión anómalo de los neutrones en el reactor nuclear, a través de diferentes valores del coeficiente de difusión anómalo ($\kappa = 0.9, 0.8$ y 0.7).

Tabla 2. Coeficiente de reactividad del efecto Doppler y la temperatura del moderador [2].

T (°C)	α_D (pcm/°C)	T (°C)	α_M (pcm/°C)
27–327	-2.81	253–263	-24.2
327–427	-2.32	263–273	-17.7
427–527	-1.94	273–283	-25.7
527–627	-2.14	283–293	-28.3
627–727	-2.01	293–303	-32.6
727–827	-1.15	303–313	-40.6
827–927	-2.36		
927–1027	-1.66		
1027–1127	-1.64		
1127–1227	-1.72		

En la Figura 5 se muestran los efectos del aumento en el flux másico de entrada (G_{in}), aumentando su capacidad a un 110%, y disminuyendo dicho valor a 90% de su capacidad nominal. Del mismo modo, se realiza un aumento y disminución de la temperatura del refrigerante a la entrada (T_{in}), tal aumento y disminución es de $10 \text{ }^\circ\text{C}$.

En la Figura 5a, que describe la temperatura de salida del refrigerante (T_{out}), muestra una disminución de la temperatura en el aumento de flujo a un 110 %, y por efectos de

retroalimentación por los efectos de reactividad se llega a estacionar a una temperatura de 315°C, lo cual es un 1.35 °C por debajo del valor nominal obtenido por la simulación, sin embargo, este aumento en el flujo introduce reactividad positiva, como muestra la Figura 5b, dando así un aumento de potencia de alrededor de 6.7 %, como ilustra la Figura 5c una vez alcanzado el estado estacionario. Por otro lado, una disminución en el flujo al 90% introduce reactividad negativa (ver Figura 5b), ya que aumenta la temperatura del refrigerante, así como la temperatura del combustible, y muestra un aumento en la temperatura a la salida del refrigerante que alcanza un valor de 317.75 °C, 1.5 °C por encima del valor nominal de la simulación (ver Figura 5a), y por consecuente, disminuyendo la potencia en un -6.7 %.

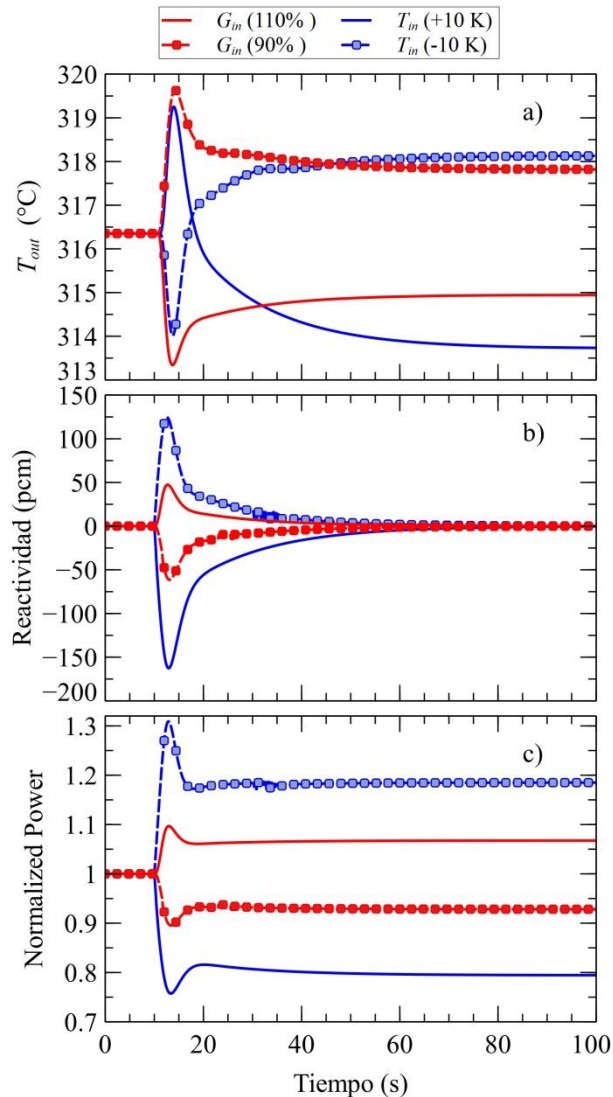


Figura 5. Retroalimentación de los efectos por reactividad por cambio de flujo masico de entrada al núcleo, y cambio de temperatura del fluido de entrada. a) Temperatura de salida del refrigerante, b) reactividad, c) potencia normalizada.

Para el caso del aumento y disminución de la temperatura de entrada de refrigerante, el impacto es más contundente en cuanto a la potencia y a la reactividad del núcleo en comparación a lo mostrado por los cambios de flujo. Para un aumento en la temperatura del refrigerante al ingreso

al núcleo, releja una disminución a 313.65 °C a la temperatura de salida del refrigerante como describe la Figura 5a, es decir, una disminución a las condiciones nominales. Debido a que este aumento de temperatura introduce reactividad negativa que alcanza un valor máximo de alrededor -160 pcm (ver Figura 5b) y lo cual provoca una disminución de potencia del 20% como muestra la Figura 5c. Finalmente, una disminución en la temperatura del refrigerante a la entrada introduce una reactividad positiva que alcanza un valor pico de alrededor de 124 pcm (ver Figura 5b), aumentando así la temperatura a la salida del refrigerante hasta 318.2 °C (ver Figura 5a), ya que la potencia del núcleo aumenta en 19 % (ver Figura 5c).

De lo anterior analizado, es posible determinar que un aumento o disminución de flujo de refrigerante tiene menor impacto en la potencia que el cambio en la temperatura del refrigerante a la entrada. Esto sugiere que, por el mecanismo de refrigeración, es necesario mantener el régimen de remoción de calor del refrigerante en la región superior del reactor para no ver comprometida la potencia. Otro aspecto importante, es que la temperatura de salida del refrigerante no tuvo una variación significativa con respecto a los valores nominales, esto puede ayudar a mantener el gradiente de presiones para la recirculación del fluido en el reactor.

6. ANÁLISIS DE LA CINÉTICA DE ORDEN *NO-ENTERO*

En la Figura 6 se comparan los resultados del caso de aumento de temperatura del fluido a la entrada (+10 °C), se comparan los resultados obtenidos con el modelo de orden *No-entero* y con el modelo clásico. En la Figura 6a se presenta el valor de la reactividad, *No-entero* y clásico. Para los valores del coeficiente de difusión anómalo de $\kappa=0.9$, 0.8 y 0.7 , el valor de la reactividad obtenido cuando se usa el modelo de orden *No-Entero* sobre predice el valor obtenido con el modelo clásico.

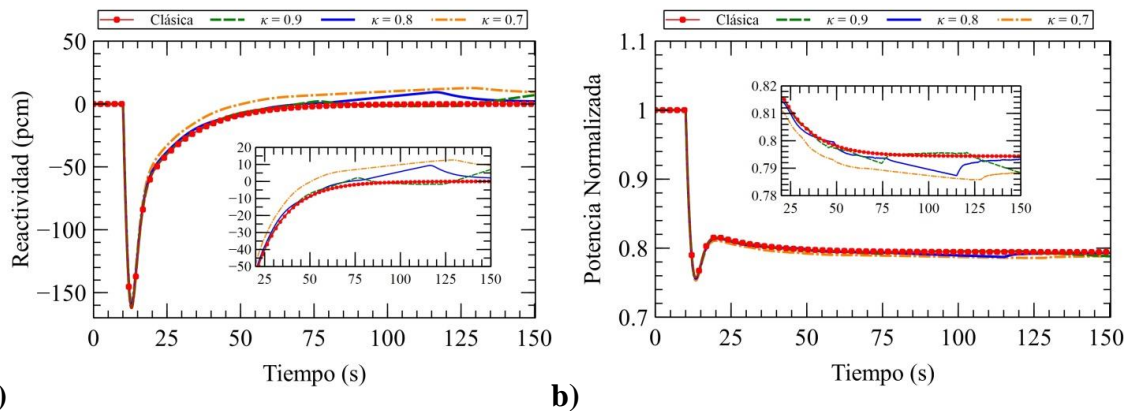


Figura 6. Comparación de resultados de orden *No-entero* y clásicos con aumento de temperatura del fluido a la entrada de (+10 °C). Con los valores del coeficiente de difusión anómalo $\kappa=0.9$, 0.8 y 0.7 .

Por otro lado, en la Figura 6b se observa que el comportamiento de la potencia es contrario al obtenido en la reactividad, es decir, el valor obtenido con el modelo de orden *No-entero* sub predice el valor del modelo clásico, siendo el valor de $\kappa=0.7$ el menor, mientras que los valores de la potencia obtenido con $\kappa=0.8$ y 0.9 oscila entre el anterior y el valor clásico.

En la Figura 7 se comparan los resultados obtenidos cuando se disminuye la temperatura del fluido a la entrada ($-10\text{ }^{\circ}\text{C}$), se comparan los resultados obtenidos con el modelo de orden *No-entero* y con el modelo clásico. En la Figura 7a se presenta el valor de la reactividad, se observa que para los valores del coeficiente de difusión anómalo de $\kappa=0.9$, 0.8 y 0.7 , el valor de la reactividad obtenido cuando se usa el modelo de orden *No-entero* sobre predice el valor obtenido con el modelo clásico, de los cuales el valor de $\kappa=0.7$ presenta el mayor valor cualitativo a partir de los 18 segundos, mientras que para $\kappa=0.8$ y 0.9 , el valor de la reactividad tiene un valor oscilatorio entre el obtenido con el clásico y el obtenido con $\kappa=0.7$.

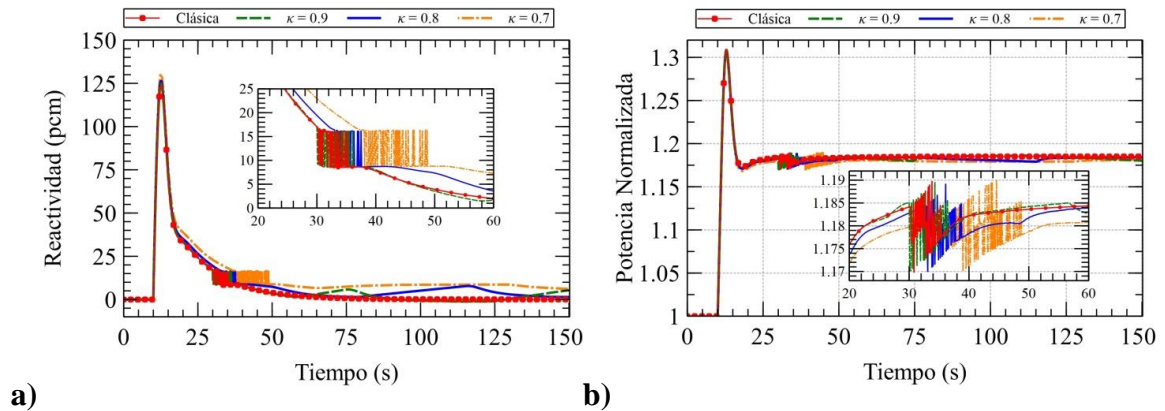


Figura 7. Comparación de resultados de orden *No-entero* y clásicos con disminución de temperatura del fluido a la entrada ($-10\text{ }^{\circ}\text{C}$). Con los valores del coeficiente de difusión anómalo $\kappa=0.9$, 0.8 y 0.7 .

En la misma Figura 7b también se presente el comportamiento de la potencia obtenido con el modelo de orden *No-entero*. Se observa que el comportamiento de la potencia al momento de la inserción abrupta de reactividad positiva es similar al obtenido con el modelo clásico, sin embargo, después de los 15 segundos el modelo de orden *No-entero* sub predice el obtenido con el modelo clásico, incrementando de manera cualitativa hasta los 30 segundos. Posteriormente, se presenta un comportamiento oscilatorio posterior a los 30 segundos y antes de los 50 segundos,

con ambos modelos, ver Figura 8. Posteriormente, el comportamiento de la potencia obtenido con el modelo de orden *No-entero* sub predice el valor del modelo clásico, siendo el valor de $\kappa=0.7$ el menor, mientras que los valores de la potencia obtenido con $\kappa=0.8$ y 0.9 oscila entre el anterior y el valor clásico.

En la Figura 8 se presenta un ZOOM del comportamiento oscilatorio que presenta la reactividad y la potencia, el cual inicia después de los 30 segundos y termina antes de los 50 segundos. En la Figura 8a, se observa que la reactividad tiene un comportamiento oscilatorio en el rango de 8 a 12 pcm. Mientras que en la Figura 8b se presenta el comportamiento oscilatorio de la potencia, se observa que la potencia oscila con un valor mínimo de 1.17 y un máximo de 1.19 para ambos modelos y para todos los valores de coeficiente de difusión anómalo.

En términos generales se observa que los rangos de oscilación entre los modelos es el igual para ambos y para todos lo valores del coeficiente de difusión anómalo, sin embargo, hay un retraso en el tiempo de inicio y una dilatación en el tiempo de duración.

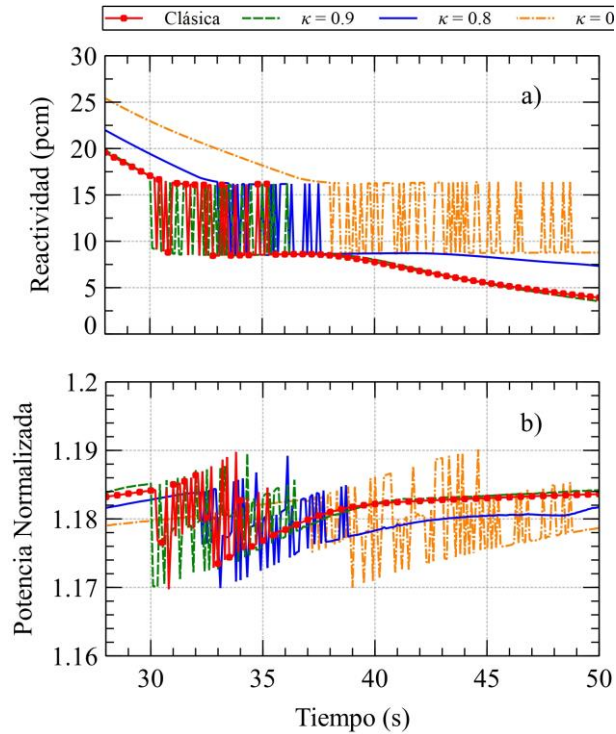


Figura 8. Comparación de resultados de orden *No-entero* y clásicos con disminución de temperatura del fluido a la entrada (-10 °C). Con los valores del coeficiente de difusión anómalo $\kappa=0.9, 0.8$ y 0.7 .

En la Figura 9 se presenta el comportamiento de la reactividad y de la potencia cuando se tiene una disminución en el flujo al 90% que entra al núcleo. En la Figura 9a, se muestra el comportamiento de la reactividad con el *modelo clásico* y con el *modelo No-entero* es similar desde el inicio del transitorio hasta los 17 segundo, posteriormente se presentan comportamientos distintos.

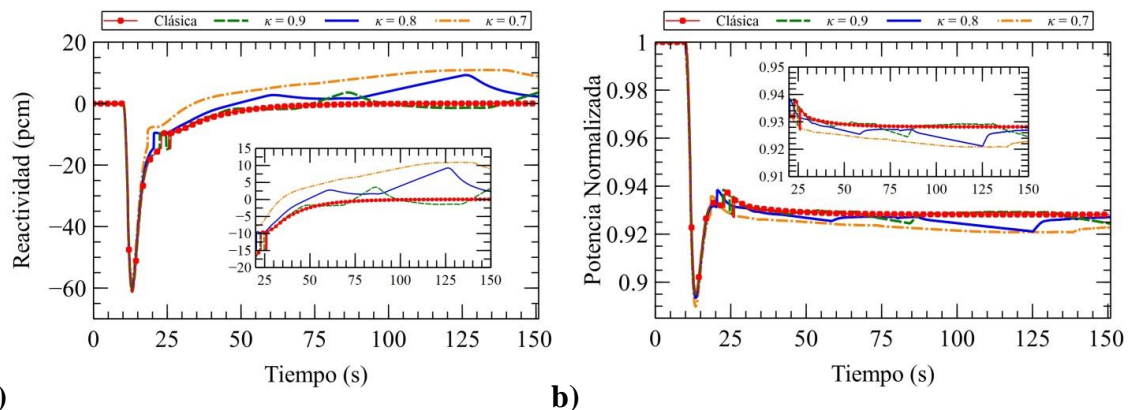


Figura 9. Comparación de resultados de orden *No-entero* y clásicos con disminución de flujo de refrigerante (-10 %). Con los valores del coeficiente de difusión anómalo $\kappa=0.9, 0.8$ y 0.7 .

En la Figura 10 se comparan los resultados obtenidos cuando se aumenta el flujo de refrigerante (-10 %), se comparan los resultados obtenidos con el modelo de orden *No-entero* y con el modelo

clásico. En la Figura 10a se presenta el valor de la reactividad, se observa que para los valores del coeficiente de difusión anómalo de $\kappa=0.9, 0.8$ y 0.7 , el valor de la reactividad obtenido cuando se usa el modelo de orden *No-entero* sobre predice el valor obtenido con el modelo clásico.

En la Figura 10b se presenta el comportamiento de la potencia. El comportamiento de la potencia obtenido con el *modelo de orden No-entero*, al momento de la inserción abrupta de reactividad positiva es similar al obtenido con el modelo clásico, sin embargo, después de los 15 segundos el modelo de orden *No-entero* sub predice el obtenido con el modelo clásico. Posteriormente, el comportamiento de la potencia obtenido con el modelo *No-entero* sub predice el valor del modelo clásico

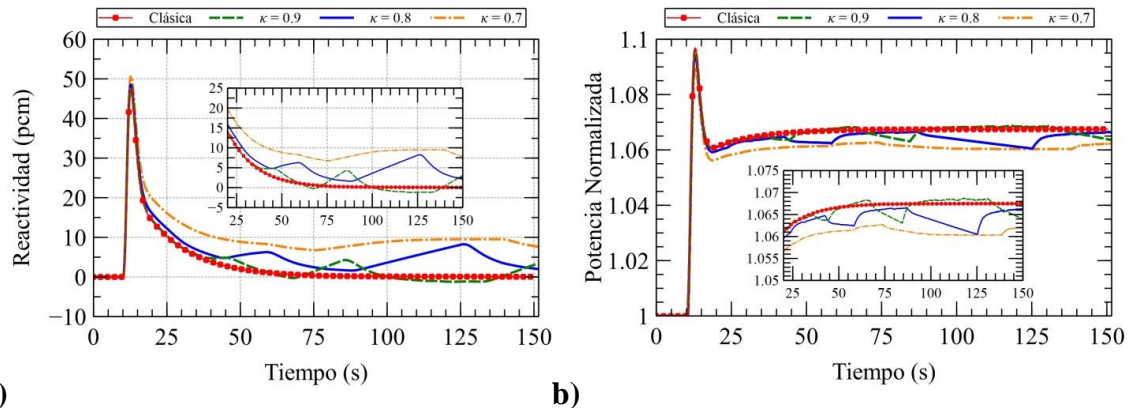


Figura 10. Comparación de resultados de orden *No-entero* y clásicos con aumento de flujo de refrigerante (+10 %). Con los valores del coeficiente de difusión anómalo $\kappa=0.9, 0.8$ y 0.7 .

7. CONCLUSIÓN

En este artículo, a diferencia de trabajos anteriores, el tema de investigación fue analizar el comportamiento de los parámetros neutrónicos y de circulación natural en el reactor PWR llamado NuScale a través del sistema novedoso de ecuaciones diferenciales de orden *No-entero* y ordinarias acoplado la cinética neutrónica puntual con la termohidráulica del núcleo del reactor. Se analizaron los transitorios de aumento y disminución del flujo de alimentación y de la temperatura de entrada del refrigerante, así como su comportamiento con diferentes valores del coeficiente de difusión anómalo, para identificar la retroalimentación de los efectos termohidráulicos con los fenómenos neutrónico en un esquema novedoso de orden *No-entero*. En los resultados muestran que para tiempos cortos la potencia y la reactividad tienen el mismo comportamiento con el modelo clásico y el modelo de orden *No-entero* para todos los valores del coeficiente de difusión anómalo simulados. Sin embargo, para tiempo largos se observó que se tiene más reactividad y menor potencia, en relación con el modelo clásico. Al reducir el valor del coeficiente de difusión anómalo estos efectos contraintuitivos aumentan. Adicionalmente se observó un retraso entre el cambio de reactividad y la potencia.

En conclusión, se observó que los procesos subdifusivos son relevantes cuando se presentan cambios lentos en la reactividad, lo cual es posible analizarlo a través del tercer término de la Ecuación de la Densidad Neutrónica de Orden No entero (Ec. 4), y del tiempo de relación que incluye, esto indican que los procesos subdifusivos generan un efecto de dispersión.

REFERENCIAS

1. Brown J.A., Maldonado G.I., “History of PWR and BWR Development”, in: *Encycl. Nucl. Energy*, p. 157–171 (2021).
2. Sadegh-Noedoost A., Faghihi F., Fakhraei A., Amin-Mozafari M.. “Investigations of the fresh-core cycle-length and the average fuel depletion analysis of the NuScale core”. *Annals of Nuclear Energy* **136**, p. 106995 (2020).
3. Ingersoll D.T., Houghton Z.J., Bromm R., Desportes C.. “Integration of NuScale SMR with desalination technologies”. *ASME 2014 Small Modul. React. Symp., American Society of Mechanical Engineers Digital Collection* (2014).
4. Zaidabadi Nejad M., Ansarifa G.R.. “Design of a Small Modular Nuclear Reactor with dual cooled annular fuel and investigation of the fuel inner radius effect on the power peaking factor and natural circulation parameters”. *Annals of Nuclear Energy* **138**, p. 107185 (2020).
5. Zhu H., Yang X., Gong H., Jiang Sh.. “Theoretical and experimental study on single-phase natural circulation under inclined conditions”. *J. Nucl. Sci. Technol.* **50** (3), p. 304-313 (2013).
6. Duderstadt JJ, Hamilton LJ. *Nuclear Reactor Analysis*. Jhon Wiley and Sons, United States of America (1976).
7. Hetrick D.L.. *Dynamics of Nuclear Reactors*. American Nuclear Society, La Grange Park, III, USA (1993).
8. Li H., Chen W., Luo L., Zhu Q.. “A new integral method for solving the point reactor neutron kinetics equations”. *Ann. Nucl. Energy* **36** (4), p. 427-432 (2009).
9. Barati R., Setayeshi S.. “A model for nuclear research reactor dynamics”. *Nucl. Eng. Des.* **262** (9), p. 251-263 (2010).
10. Hamieh S.D., Saidinezhad M.. “Analytical solution of the point reactor kinetics equations with temperature feedback”. *Ann. Nucl. Energy* **42** (4), p. 148-152 (2012).
11. Nahla A.A.. “Analytical solution to solve the point reactor kinetics equations”. *Nucl. Eng. Des.* **240** (6), p. 1622-1629 (2010).
12. Kim H.T., Park Y., Kazantzis N., Parlos A.G., Vista I.V., Chong F.P.K.T.. “A numerical solution to the point kinetic equations using Taylor–Lie series combined with a scaling and squaring technique”. *Nucl. Eng. Des.* **272** (6), p. 1-10 (2014).
13. G. Espinosa-Paredes, M.-A. Polo-Labarrios, E.-G. Espinosa-Martinez, E. del Valle-Gallegos. “Fractional neutron point kinetics equations for nuclear reactor dynamics”. *Ann. Nucl. Energy* **38** (2–3), p. 307-330 (2011).
14. Z.M. Odibat. “Computing eigenelements of boundary value problems with fractional derivatives”. *Appl. Math. Comput.* **215** (8), p. 3017-3028 (2009).
15. G. Espinosa-Paredes, M.A. Polo-Labarrios. “Time-fractional telegrapher’s equation (P1) approximation for the transport equation”. *Nucl. Sci. Eng.* **171** (3), p. 258-264 (2012).
16. G. Espinosa-Paredes, J.B. Morales-Sandoval, R. Vázquez-Rodríguez, E.-G. Espinosa-Martínez. “Constitutive laws for the neutron density current”. *Ann. Nucl. Energy* **35** (10), p. 1963-1967 (2008).

17. J.-L. Wang, H.-F. Li. “Surpassing the fractional derivative: concept of the memory-dependent derivative”. *Comput. Math Appl.* **62 (3)**, p. 1562-1567 (2011).
18. T.K. Nowak, K. Duzinkiewicz, R. Piotrowski. “Numerical solution analysis of fractional point kinetics and heat exchange in nuclear reactor”. *Nucl. Eng. Des.* **281**, p. 121-130 (2015).
19. I. Petráš. *Fractional-order nonlinear systems. Modelling, Analysis and Simulation*, Springer, New York (2011).
20. I. Podlubny. *Fractional Differential Equations*. Academic Press, San Diego (1999)
21. I. Podlubny. *Fractional differential equations: an introduction to fractional derivatives, fractional differential equations, to methods of their solution and some of their applications*. Academic Press, New York (1998).
22. Sánchez-Mora H., Ortiz-Villafuerte J., Gómez-Torres A.M., Queral C., Quezada-García S.. “Mathematical model of the QUENCH-06 experiment with sensitivity and uncertainty analysis in hydrogen generation”. *Int. J. Heat Mass Transf.* p. 123553 (2023).
23. NuScale Power LLC. *NuScale Codes and Methods Framework Description Report, NP-TR-0812-1682-NP* (2013).
24. NuScale Power LLC,. *Nuclear Analysis Codes and Methods Topical Report, [4] PM-1015-1 2016 Revision 8594-NP* (2016a).
25. NuScale Power LLC,. *NuScale Standard Plant Design Certification Application. US Nuclear Regulatory Commission (NRC)* (2016b).
26. A. Sadegh-Noedoost, F. Faghihi, A. Fakhraei, M. Amin-Mozafari. “Investigations of the fresh-core cycle-length and the average fuel depletion analysis of the NuScale core”. *Annals of Nuclear Energy* **136** (2020).
27. Kecek, A., Tuček, K., Holmström, S., van Uffelen, P., “Development of M5 Cladding Material Correlations in the TRANSURANUS Code: Revision 1”, *EUR 28366 EN, Publications Office of the European Union, Luxembourg*, (2016).
28. Luscher, W. G., et al.. *Material Property Correlations: Comparisons between FRAPCON-3.4, FRAPTRAN 1.4, and MATPRO*, NUREG, Technical report NUREG/CR-7024, PNNL-19417 (2011).
29. Mitchel, D. B., et al.. “Evaluation of Advanced Cladding and Structural Material (M5™) in PWR Reactor Fuel”. *Framatome Cogema Fuels*, Technical report BAW-10227-A, Non-Proprietary Version (2000).
30. The SCDAP/RELAP5 Development Team, *SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code Manual Volume II: Damage Progression Model Theory*, NUREG/CR-6150, INEL-96/0422, Idaho Falls, USA (1997).
31. M.A. Polo-Labarríos, S. Quezada-García, G. Espinosa-Paredes, L. Franco-Pérez, J. Ortiz-Villafuerte. “Novel numerical solution to the fractional neutron point kinetic equation in nuclear reactor dynamics”. *Annals of Nuclear Energy* **137**, p. 107173 (2020).
32. Zuhair, Wahid Luthfi, R. Andika Putra Dwijayanto, Suwoto, “Study on criticality and neutronic safety parameters of nuscale fuel assembly”, *Urania: Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir* **27(3)**, (2021).
33. Stacey WM. *Nuclear Reactor Physics*. USA: John Wiley and Sons, Inc. (2001).

Track 3

Operación, Mantenimiento, Materiales, Diseño y Licenciamiento de Centrales Nucleares

Aplicaciones de la Manufactura Aditiva en el Sector Nuclear con Énfasis en la Generación de Energía

Benjamin Medina Mejía

*Facultad de Estudios Superiores Cuautitlán
Universidad Nacional Autónoma de México
medinabenja10@comunidad.unam.mx*

Pamela Fran Nelson Edelstein

pnelson_007@yahoo.com

Resumen

Uno de los procesos más reconocidos en la Manufactura Aditiva, conocido coloquialmente como Impresión 3D, ha catapultado muchas tecnologías, llegando incluso a reemplazar algunos procesos convencionales que se han utilizado durante más de *cien* años, como la metalurgia y la cerámica. Este proceso ha abierto un amplio panorama que permite construir cohetes espaciales con una precisión extrema y en un tiempo mucho más reducido. Asimismo, esta tecnología ha brindado nuevas oportunidades para mejorar los diseños, reducir costos y acelerar los tiempos de construcción de las SMR y las plantas nucleares convencionales hasta *diez* veces, dando una oportunidad de crecimiento mucho más rápido y económico para la Energía Nuclear en todo el mundo, sin disminuir la seguridad ni su fiabilidad. Este trabajo inició como parte de las actividades del programa MENTOREANDO, en donde el primer autor fue mentorado. Posteriormente, continuó con la investigación con apoyo de la Dra. Pamela, quien fue su mentora *dentro del programa*.

1. INTRODUCCIÓN

El presente trabajo presenta un estudio introductorio del uso de la impresión 3D en la elaboración de componentes nucleares. La Manufactura Aditiva (MA), conocida como impresión 3D se usa hoy en día en diferentes industrias. Se considera una tecnología disruptiva en la cual se produce una ruptura en el desarrollo de la actividad de un sector para propiciar una renovación radical, ya que innova con más facilidad que otras técnicas de manufactura.

Por otro lado, la Energía Nuclear tiene áreas de oportunidad en el proceso de manufactura de sus componentes. En la actualidad, se busca mejorar este proceso utilizando la Impresión 3D con el objetivo de reducir los costos y aumentar la fiabilidad en su construcción.

2. ¿QUÉ ES LA IMPRESIÓN 3D?

Consiste en un conjunto de procesos que producen objetos mediante la adición de material en capas que se corresponden con las sucesivas secciones transversales de un modelo 3D. Los plásticos y las aleaciones de metal son los materiales más utilizados, pero es posible emplear prácticamente cualquier cosa, desde hormigón hasta tejido vivo[1]. En las Figuras 1 y 2, se muestran ejemplos de objetos creados utilizando la impresión 3D.

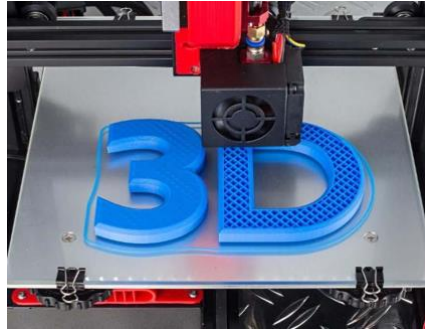


Figura 1. Impresora 3D [2].



Figura 2. Maxilar y Mandíbula impresa en 3D [3].

La MA en metal, en comparación con la fabricación sustractiva, utiliza láseres, haces de electrones, soldadura por fricción o tecnologías convencionales para fusionar capas delgadas de material sólido o en polvo en un patrón bidimensional preciso[4].

Esto permite crear un componente de forma casi neta, proporcionado por CAD/CAM (Diseño Asistido por Computadora/Manufactura Asistida por Computadora). Los componentes fabricados de forma aditiva podrían proporcionar ahorros necesarios en costos y tiempo en comparación con los componentes fabricados de manera convencional. Se observan las técnicas de sustractiva, aditiva e híbrida en la Figura 3.

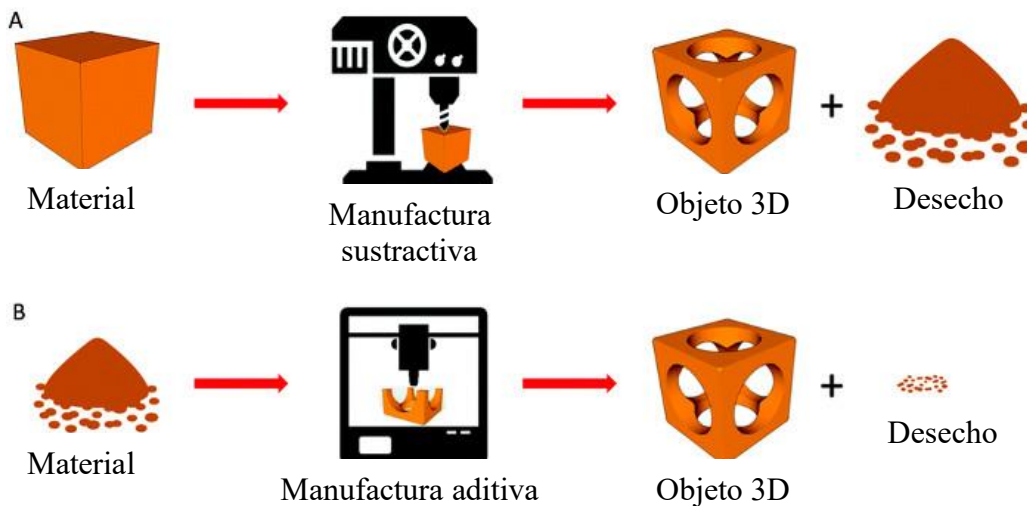


Figura 3. Técnicas de Manufactura (a)Sustractiva CNC (Torno de Control Numérico) y (b)Aditiva[4].

3. INNOVACIÓN EN LA IMPRESIÓN 3D

Debido a su alta flexibilidad de crecimiento, algunas compañías empezaron a innovar en distintas áreas, como la aeroespacial; la empresa *Relativity Space* lanzó el primer cohete impreso en 3D, con aleaciones de aluminio y acero. Algunos de los materiales más usados son plástico y metales, pero se puede utilizar desde hormigón hasta tejido vivo o células madre para imprimir órganos.

En la Figura 4 se muestra el proceso de diseño, pruebas y construcción de un cohete de forma tradicional; en la MA, el tiempo se redujo a 8 meses (desde la impresión hasta sus pruebas de lanzamiento). La eficiencia de la MA también redujo la cantidad de piezas del cohete hasta un 90%. Una tarea, que en la forma tradicional es compleja, se puede volver sencilla con la MA y en conjunto con la Inteligencia Artificial, mejorar los diseños [5].

Las casas impresas en 3D, como se muestra en la Figura 5, se han construido en Estados Unidos y en varios países de Europa. El material que se utiliza es hormigón, el tiempo de su construcción es de un mes, con un costo de 10 mil dólares, aproximadamente. Gracias a su unión con la inteligencia artificial, el proceso se ha optimizado y la búsqueda por mejorar los métodos de impresión y construcción, no ha parado [6].



Figura 4. Comparación en el proceso de fabricación 3D de Relativity Space [5].



Figura 5. Casa impresa en 3D [6].

3.1. Normatividad

Se ha publicado una norma sobre los criterios para componentes metálicos para retención de presión usando MA [11]. Adicionalmente, el *American Society of Mechanical Engineers (ASME)* está desarrollando casos de código para incluir otros materiales [12].

Algunos de estos procesos son:

- Se evalúa los tipos de MA; para a través de un método de selección, escoger cuál es el adecuado para cada componente, ya que, no todos los componentes necesitan la misma resistencia, fuerza, dureza, etc.
- Se analizan los diseños empleados y propiedades de cada tipo de Manufactura.

4. REACTOR NUCLEAR MODULAR PEQUEÑO

De acuerdo con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), los Reactores Modulares Pequeños o SMR, son un nuevo tipo de reactores que tienen una potencia de hasta 300 MWe, ocupan poco espacio y tienen mayor seguridad y fiabilidad. También son modulares, por lo que pueden ensamblarse en una fábrica, todo esto es gracias a los avances de los reactores de fisión nuclear[7]. En la Figura 6 se muestra un módulo del SMR desarrollado por la empresa NuScale.



Figura 6. SMR de la compañía NuScale [8].

Algunas de las ventajas incluyen que, debido a su tamaño, el tiempo de construcción disminuye y los costos de implementación son más bajos. Los SMRs podrían usarse para una electrificación rural, o para crear energía y servicios donde es más complicado construir una planta nuclear convencional. Inclusive, se puede implementar en el lugar de una planta convencional, como una carbocelétrica[7].

Otra forma de implementarlo sería junto con las energías renovables, y así ponerlos como carga base, de una forma más barata y limpia, lo que ayudaría a cumplir con los Objetivos de Desarrollo Sostenible de las Naciones Unidas. Se está investigando el uso de impresión en 3D para componentes en reactores nucleares e inclusive ya hay una norma del ASME publicado con los requisitos para ciertos componentes nucleares.

5. LA IMPRESIÓN 3D EN LA INDUSTRIA NUCLEAR.

En el Instituto de *Oak Ridge National Laboratory* se imprimieron en 3D algunos componentes nucleares, para reactores avanzados de alta temperatura refrigerados por gas. Uno de ellos es la matriz de combustible con *Carburo de Silicio* (SiC) [9].

Los investigadores compararon su resistencia a la radiación con una matriz hecha por metalurgia típica y encontraron que era parecida. También investigaron las propiedades físicas y la oxidación de la matriz impresa, principalmente lo que podría ser desgastado o irradiado. Se llegó a la conclusión de que la matriz del combustible tuvo un cambio mínimo a sus propiedades mecánicas, y que el proceso para imprimir SiC en 3D es apto para un grado nuclear.



Figura 7. Prototipos de componentes nucleares impresos en metal [9].

5.1. Métodos de Manufactura Aditiva

Existen dos tipos de MA que se han evaluado para componentes nucleares.

1. Láser con Polvos Metálicos (*Powder Bed Fusion o PBF*) del cual se hacen algunas piezas con mayor detalle. En la Figura 8 se presenta una pieza Tee desarrollada con este método.

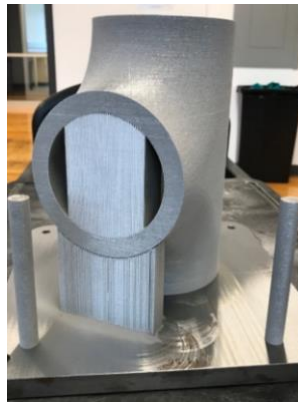


Figura 8. Tee construida con PBF [12].

2. Deposición de Energía (*Direct Energy Deposition (DED)*) utiliza una fuente de energía enfocada, como un láser, y el material se funde al mismo tiempo que se deposita. En la Figura 9 se presenta una válvula construida con el método DED.



Figura 9. Válvula construida con arco metálico de gas DED [12].

5.2. Razones de la MA para Componentes Nucleares

Los procesos de MA no están destinados a la fabricación de todos los componentes nucleares, solamente cuando los métodos tradicionales (metalurgia, inyección de plástico) proporcionan una ventaja en cuanto a costes y eficiencia.

La MA tiene ventajas en la fabricación de componentes y aplicaciones complejas con materiales de alto costo; proporciona beneficios en los costos cuando los procesos de manufactura convencional dan como resultado grandes cantidades de desperdicio de material. Por ejemplo, cuando se fabrica un cohete, se desperdicia más del 40% del material en pruebas y en procesos de producción, en cambio la MA puedes comenzar a imprimir un diseño al momento; también proporciona un mejor tiempo de entrega en comparación con los métodos actuales de forja y fundición.

Un mercado para MA es el desarrollo de componentes de repuesto en la industria nuclear donde la base operativa de la planta requiere piezas de repuesto específicas; proporciona un método de manufactura para fabricar componentes según el código de diseño cuando los componentes originales ya no están disponibles.

Estos impulsores para MA requerirán la instalación de componentes de MA tanto en los sistemas existentes como en las nuevas construcciones. Los criterios mencionados en las Normas ASME mencionan que permiten la construcción híbrida que incorpora componentes MA unidos (soldados o con soldadura fuerte) a componentes que no son MA.

En Europa se realiza un proyecto llamado NUCOBAM [13] (Nuclear Components Base on Additive Manufacturing), el proyecto dura 4 años, en el que se imprimieron con cuatro diferentes procesos y cuatro diferentes tratamientos; para que, en varios meses, se hagan estudios para comprender mejor la fiabilidad de los materiales, reducir los pasos de manufactura, implementar nuevas y más eficientes herramientas e implementar nuevos diseños de componentes [14, 15, 16].



Figura 10. Bases para mejorar la eficiencia en procesos a través de la MA.

En la Figura 10 se presentan las bases propuestas para los procesos de fabricación de los componentes nucleares utilizando MA. En el cual se incluye como principales partes del proceso el diseño, la fabricación, la regulación y la operación.

6. CONCLUSIONES

La MA puede ayudar a resolver los problemas relacionados con los componentes obsoletos y la eficiencia y seguridad del reactor, creando componentes con nuevos métodos de control de calidad para asegurar la estabilidad, repetibilidad y reproductibilidad de los procesos, de componentes de alta calidad.

Un programa en conjunto con los países latinoamericanos enfocado en explorar el potencial de MA en la industria de la Energía Nuclear puede cambiar por completo la manera en la que se diseña y se hacen las cosas, más específicamente en los SMRs.

Realizar un programa de Manufactura Aditiva para componentes nucleares podría ser el diferenciador para México y Latinoamérica para reactivar el proyecto nuclear, ya que, reduciría los costos a medio y largo plazo, “Mejoraría la competitividad en la fabricación y desarrollo de nuevos diseños de SMR y sus componentes, haciéndolo de manera más fácil y práctica.”

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a la Doctora Pamela Fran Nelson Edelstein, por todo su apoyo y sus enseñanzas y principalmente por creer en mí.

REFERENCIAS

1. ¿Qué es la impresión 3D? | Programa para impresora 3D | Autodesk. (s. f.). <https://www.autodesk.mx/solutions/3d-printing> (2023)
2. AECOC. Cinco grandes avances en el mundo de la impresión 3D. <https://www.aecoc.es/innovation-hub-noticias/cinco-grandes-avances-en-el-mundo-de-la-impresion-3d/> (2022, 25 enero).
3. Instagram MiniMex3D. (n.d.). <https://www.instagram.com/p/CTVpoksLOcx/>
4. C, L. (2018). Impresión 3D o mecanizado CNC: ¿Cuál es mejor para el prototipaje? 3Dnatives. <https://www.3dnatives.com/es/impresion-3d-o-mecanizado-cnc-160420182/>
5. Relativity space. Relativity Space. Recuperado 22 de marzo de 2023, de <https://www.relativityspace.com/stargate> (2022).
6. Mayén, C. CASAS IMPRESAS EN 3D. JG Arqs. <https://www.jgarqs.com/blog/2020/10/2/casas-impresas-en-3d> (2020, 2 octubre).
7. ¿Qué son los reactores modulares pequeños (SMR)? (s. f.). OIEA. <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/que-son-los-reactores-modulares-pequenos-smr>
8. Mock, J. A mini nuclear reactor. Time. <https://time.com/collection/best-inventions-2022/6228841/nuscale-power-module/> (2022, November 10).
9. Sertoglu, K. BWXT and Oak Ridge announce developments in 3D printed nuclear reactor components. 3D Printing Industry. <https://3dprintingindustry.com/news/bwxt-and-oak-ridge-announce-developments-in-3d-printed-nuclear-reactor-components-179836/> (2020, 25 noviembre).
10. P., A. The Complete Guide to Laser Powder Bed Fusion in 3D Printing. 3Dnatives. <https://www.3dnatives.com/en/direct-metal-laser-sintering100420174-2/> (2022, 13 junio).
11. ASME PTB-13-2021 Criteria for Pressure Retaining Metallic Components Using Additive Manufacturing. THE AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS.
12. ASME Additive Manufacturing Progress Report BPTCS and NCS Joint Board Meeting. (2022). ASME. (2021).
13. NUclear COmponents Based on Additive Manufacturing. Cordis Europa. Retrieved April 23, 2023, from <https://cordis.europa.eu/project/id/945313> (2020).
14. Journal of Nuclear Materials | Additive Manufacturing for Nuclear Energy Applications | ScienceDirect.com by Elsevier. (n.d.). <https://www.sciencedirect.com/journal/journal-of-nuclear-materials/special-issue/10Z4LPXLTBQ>
15. Metal Additive manufacturing in nuclear applications. (n.d.). <https://energiforsk.se/konferenser/genomforda/metal-additive-manufacturing-in-nuclear-applications/>
16. Redacción. Centrales nucleares, se imprimen — U-238 | Tecnología Nuclear para el desarrollo. U-238 | Tecnología Nuclear Para El Desarrollo. <http://u-238.com.ar/centrales-nucleares-se-imprimen> (2020, May 18).
17. Additive Manufacturing for Nuclear Applications, https://arpa.e.energy.gov/sites/default/files/ARPA-E%20UNF%20Recycling%20Workshop%20Presentation-Betzler_Compresed.pdf (2021).

Limitaciones en el Seguimiento de carga con Reactores Modulares Pequeños

Montaño Acevedo Celeste Jeanette
Sección de Estudios de Posgrado e Investigación
Escuela Superior de Física y Matemáticas
Instituto Politécnico Nacional
Unidad Profesional Zacatenco, Ciudad de México 07738
cmontano2100@alumno.ipn.mx

Gustavo Alonso Vargas
Departamento de Sistemas Nucleares
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Ocoyoacac, Estado de México 52750
gustavo.alonso@inin.gob.mx

Resumen

La energía nuclear es reconocida como una fuente fiable y eficiente de energía limpia. A diferencia de la energía solar y eólica, que son fuentes intermitentes, las centrales nucleares producen electricidad de forma constante, independientemente de las condiciones meteorológicas. La energía nuclear tiene una alta densidad energética, lo que significa que puede generar grandes cantidades de electricidad a partir de un suministro de combustible relativamente pequeño. Sin embargo, por lo general, las centrales nucleares no pueden aumentar o disminuir rápidamente su potencia en comparación con otras formas de generación de energía, la razón de ello radica en la naturaleza fundamental de los reactores nucleares y en la física implicada. El reto de ajustar rápidamente la producción de energía nuclear reside en la estabilidad y el control de las reacciones nucleares. Los reactores están diseñados para funcionar dentro de un rango específico de potencia para mantener unas condiciones estables y seguras, siendo los cambios bruscos de potencia condiciones que pueden provocar inestabilidades y riesgos potenciales para la seguridad e incluso daños en el reactor. Entre estos daños están las afectaciones a la vida útil de la central nuclear disminuyéndola debido principalmente a los cambios de temperatura a los cuales se verán sometidas las principales estructuras del reactor. Cabe señalar que se están desarrollando diseños y tecnologías de reactores avanzados, como los reactores modulares pequeños (SMR, por sus siglas en inglés Small Modular Reactor) y los reactores de IV Generación, cuyo objetivo es mejorar la flexibilidad y la capacidad de respuesta de la producción de energía. En este trabajo se realizó un seguimiento de carga con el simulador “iPWR – SMR” Simulator para poder determinar cuáles son las implicaciones y limitaciones que pueden llegar a presentarse durante o después de la operación del reactor.

1 INTRODUCCIÓN

Con la creciente preocupación por el cambio climático, la contaminación atmosférica y el agotamiento de las reservas de combustibles fósiles; la exploración y adopción de tecnologías de energías limpias han pasado a primer plano. Entre las más prometedoras se encuentran la energía solar, la eólica y la nuclear. Estas tres fuentes ofrecen ventajas únicas y tienen el potencial de revolucionar la forma en que generamos electricidad, minimizando al mismo tiempo nuestro impacto ambiental. Con el objetivo de minimizar el impacto ambiental en la generación de energía eléctrica, se propone instalar un sistema de energía híbrido, donde intervengan las energías renovables, solar fotovoltaica y eólica, y la energía nuclear. En un sistema eléctrico compuesto por diferentes fuentes de energía, para poder garantizar la fiabilidad y estabilidad del sistema, la penetración de energía renovable intermitente debe ser menor al 17.8 % [1].

Debido a que las energías renovables que se quieren aprovechar son intermitentes, se pretende realizar un seguimiento de carga con la energía nuclear. Considerando que por su tamaño representan una ventaja estratégica y económica, se realizó el estudio del seguimiento de carga con los Reactores Modulares Pequeños en especial el tipo SMR integral, entre los nuevos diseños podría ser el NPM (NuScale Power Module) o el SMART (System integrated Modular Advanced Reactor), ambos diseños son modulares integrales de 60 y 107 MWe de potencia respectivamente, con un uso múltiple en zonas aisladas.

Cabe recalcar que el estudio que se realizó del seguimiento de carga fue con el simulador iPWR-SMR que se describe en la sección 3 de este texto y que tiene ciertas características de la central que no concuerdan específicamente con las de los reactores propuestos (NuScale y SMART). Las simulaciones realizadas en el iPWR-SMR fueron para poder determinar las dificultades que pudieran llegarse a presentar durante la operación del seguimiento de carga con reactores modulares pequeños.

2 REACTORES MODULARES PEQUEÑOS

Los reactores modulares pequeños son aquellos que producen hasta 300 MWe por módulo (Figura 1), son reactores avanzados que están diseñados para construirse en fábricas de manera modular y enviarse a los sitios finales para su instalación. En la actualidad hay 72 diseños aproximadamente, entre los cuales son 18 países los que llevan a cabo estas investigaciones. Únicamente hay dos unidades SMR ya en operación, una de ellas se encuentra en Rusia, en una unidad flotante, estos son del reactor KLT-40S y comenzaron su operación comercial en mayo de 2020, el otro corresponde al reactor de alta temperatura HTR-PM 200 que inició su operación comercial en 2022. [5]

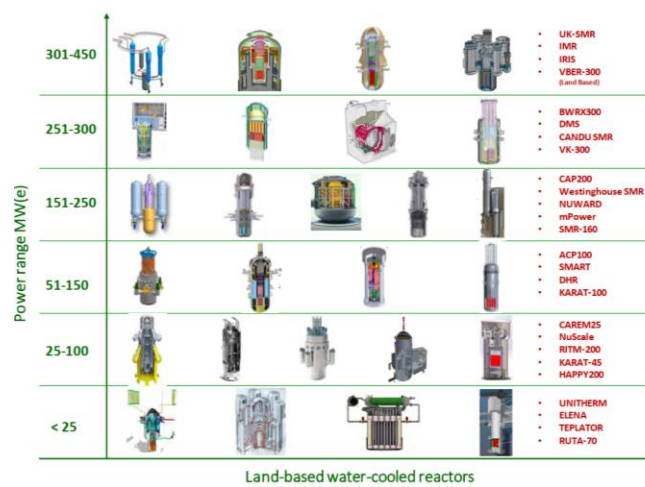


Figura 1. Rango de potencia de SMR's. Fuente: IAEA, 2020.

3 iPWR-SMR SIMULATOR

Para el desarrollo de este trabajo se utilizó el iPWR-SMR Simulator (Figura 2), del Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA, International Atomic Energy Agency). Este simula una central nuclear con un reactor integral de 150 MWt y 45 MWe, utilizando combustible UO_2 , con un enriquecimiento del 4.5%. El diseño del núcleo utiliza 24 elementos combustibles estándar de 17 x 17 para un total de 6336 barras de combustible.

Este simulador tiene dos modos de funcionamiento de la central que el usuario puede elegir para trabajar, los cuales se describen a continuación:

Turbine leading (MT)

- La válvula de la turbina controla la potencia del generador.
- La válvula de derivación de la turbina y las barras de control controlan la temperatura media.

Reactor leading (MR)

- La válvula de la turbina y la válvula de derivación de la turbina controlan la presión del cabezal de vapor.
- Las barras controlan la diferencia entre la potencia del reactor y la demanda de potencia.

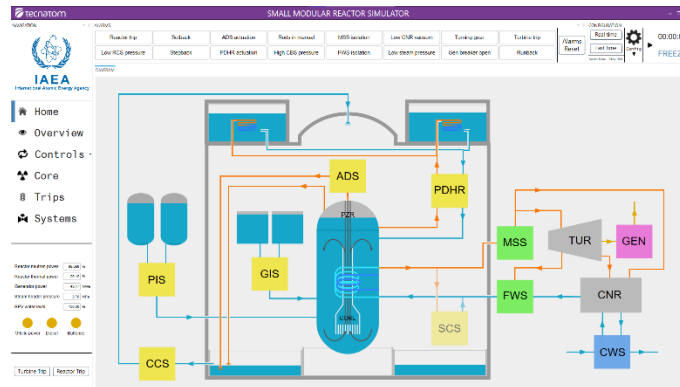


Figura 2. Pantalla principal del iPWR- SMR Simulator.

El simulador entrega más de 100 resultados en tiempo real, los cuales pueden ser exportados a un documento de Excel y posteriormente graficados y analizados, pero para el desarrollo de este trabajo se utilizaron sólo algunos como la temperatura promedio del combustible, la reactividad, la temperatura de entrada y salida del refrigerante, y la carga de generador.

Con este simulador se realizaron pruebas de seguimiento de carga con base en la demanda de energía eléctrica en el Sistema Eléctrico de Baja California Sur (SEBCS), para poder obtener datos indispensables y conocer las limitaciones que podrían presentarse a la hora de aumentar o disminuir la potencia del reactor en diferentes periodos.

Los cambios de la potencia del reactor para el seguimiento de carga provocan una variación de la temperatura del refrigerante y por ende de los distintos componentes. Estas variaciones periódicas de temperatura provocan cambios cíclicos en la carga mecánica en algunas partes del equipo, y podrían inducir daños estructurales localizados de estos elementos si los gradientes de temperatura son grandes. [2]

Se propone el uso de reactores modulares pequeños para sustituir los 627 MWe (capacidad instalada de centrales de termoeléctricas), de energía fósil del SEBCS que usan principalmente diésel y combustóleo. Para determinar la mejor estrategia de seguimiento se consideran dos escenarios, uno donde todos los reactores que sean necesarios para satisfacer la demanda energética hagan el seguimiento de carga y otro donde solo uno o dos lo hagan. En el segundo escenario los cambios de la potencia en periodos cortos pueden afectar más la estructura del núcleo del reactor y podría disminuir la vida del mismo, esto es lo que se va a analizar en la simulación. Por lo tanto, se realizaron varias simulaciones para poder determinar si el seguimiento de carga lo podría hacer únicamente uno o todos los reactores y con ello ver cuáles son las dificultades que pudieran presentarse durante la operación.

Se debe tomar en cuenta que también hay variaciones de temperatura de las pastillas de combustible, estas se expanden y se contraen más rápido que el revestimiento por lo que los fragmentos de las pastillas pueden empujar fuertemente el revestimiento liberando gases de fisión altamente corrosivos y produciendo grietas que podrían provocar el fallo del revestimiento del combustible, siendo este fenómeno el conocido como pci (pellet cladding interaction).

4 SEGUIMIENTO DE CARGA Y MODO DE OPERACIÓN

El seguimiento de carga significa modificar la generación de energía de tal manera que se acerque lo más posible a la demanda de energía esperada. El modo de seguimiento de carga puede ajustarse mediante los cambios en la producción de una forma planificada, teniendo un pronóstico de la demanda de energía o en respuesta a indicaciones del centro de control de energía. Dado que los reactores modulares pequeños tienen una capacidad menor, el control de la potencia puede ser relativamente más sencillo y menos arriesgado en términos de seguridad nuclear. [3]

4.1 Análisis de la Curva de Demanda de Energía en Baja California Sur

Se realizó un análisis de la curva de carga de Baja California Sur y con los datos obtenidos se calculó cuánta energía faltaría si se eliminan todas las centrales de generación con combustibles fósiles, como las termoeléctricas y las centrales de ciclo combinado. De manera que se determinó que era necesaria una central nuclear con cinco SMR de 107 MWe o nueve de 60 MWe aproximadamente, para satisfacer la demanda energética junto con las centrales de energía fotovoltaica y eólica ya instaladas, y también tomando en cuenta el posible aumento de demanda en los próximos años. En la Figura 3 se puede observar la energía que faltaría por cubrir.

De acuerdo con las características del iPWR-Simulator, la central que tendríamos que proponer sería con once reactores, con las mismas propiedades que se describieron en la sección 3.

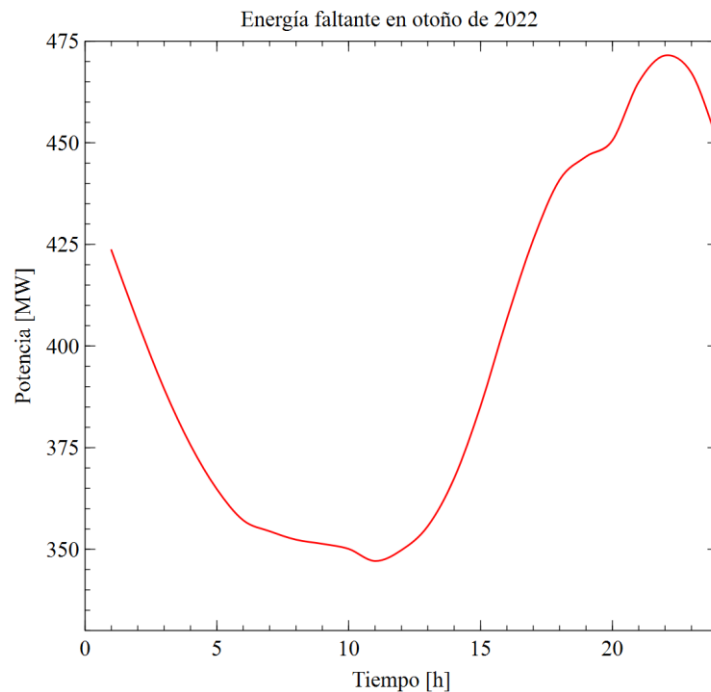


Figura 3. Energía faltante que tendría que ser suministrada con energía nuclear.

Como la central propuesta constará de 11 reactores de 45 MWe para poder satisfacer la demanda, se llevaron a cabo tres simulaciones, la primera se basa en un seguimiento de carga con dos reactores SMR y dejando los demás de base, es decir a una potencia nominal del 100%, la segunda haciendo el seguimiento de carga con todos los reactores trabajando en modo “Turbine leading” y la tercera también haciendo el seguimiento de carga con todos los reactores, pero trabajando en modo “Reactor leading”.

Para el caso del seguimiento de carga con todos los reactores se divide la potencia entre 11, de manera que los reactores lleven el seguimiento de carga con el mismo comportamiento de la curva mostrada en la Figura 3, con el objetivo de que no haya un excedente de energía, si fuera el caso, se pretende desviar este excedente a una desalinizadora de agua.

4.2 Modos de Operación

Dado que se necesita que la velocidad a la que se cambia la potencia sea mínima para no generar daños al núcleo del reactor, se realizó una investigación de cuáles son estas velocidades de cambio de potencia y se encontró que para reactores de agua a presión (PWR, Pressurized Water Reactor) la velocidad no debe ser mayor al 5 % de la potencia nominal (PN) por minuto y como el SMART y el NuScale son PWR, aplicamos esas mismas condiciones para cuando se hace el seguimiento de carga con los reactores SMR y definimos las rampas de potencia necesarias durante el día (ver Tabla 1). Para el caso del seguimiento de carga con dos reactores, también se determinaron las rampas que tendrían que realizarse y se llegó al resultado que habría cambios más bruscos en la potencia, llegando a bajar el 1.25% de la potencia nominal del reactor por minuto.

Tabla 1. Cambios de la potencia del reactor.

Seguimiento de carga con 11 reactores. Modo Turbine Leading (SC 11R MT)	
00:00 – 05:00 horas	0.037% PN/min
05:00 – 14:00 horas	Constante
14:00 – 19:00 horas	0.06% PN/min
19:00 – 24:00 horas	Constante
Seguimiento de carga con 11 reactores. Modo Reactor Leading (SC 11R MR)	
00:00 – 05:00 horas	0.074% PN/min
05:00 – 14:00 horas	Constante
14:00 – 19:00 horas	0.014% PN/min
19:00 – 24:00 horas	Constante
Seguimiento de carga con 2 reactores. Modo Reactor Leading (SC 2R MT)	
00:00 – 02:00 horas	1.25% PN/min
02:00 – 15:00 horas	Constante
15:00 – 18:00 horas	0.67% PN/min
18:00 – 21:00 horas	0.33% PN/min
21:00 – 22:00 horas	0.095% PN/min
22:00 – 24:00 horas	Constante

5 RESULTADOS

Se realizó el seguimiento de carga (SC) con el iPWR-SMR Simulator. En la Figura 4 se muestran los resultados, del lado izquierdo se encuentran las gráficas de la simulación en MT y del lado derecho las del modo MR. En ambas simulaciones se logró realizar un seguimiento de carga asertivo, es decir, que las curvas entre el seguimiento de carga de la simulación y la energía faltante que debería ser suministrada por la central nuclear (Figura 3) tienen un comportamiento muy similar.

En la Figura 5 se pueden observar los resultados de la simulación del seguimiento de carga con 2 reactores, de igual manera que en las otras dos simulaciones, la curva de carga del generador es muy similar a la de la Figura 3, específicamente se muestra esta comparación en la Figura 5 a).

Los Requisitos Europeos de Servicios Públicos (EUR, European Utilities Requirements) mencionan una amplia gama de requerimientos para que una central nuclear funcione de forma eficiente y segura además de algunos requerimientos para realizar un seguimiento de carga, como que la unidad debe ser capaz de funcionar de forma continua entre el 50 y el 100% PN, la tasa de cambio de la producción eléctrica será del 3%PN/min, dos veces por día, cinco por semana y acumulando 200 por año. Además de que, si se hace un seguimiento de carga con horario planificado o no, con la velocidad menor al 5% PN/min en el rango de potencia del 50 al 100% PN pueden realizarse un máximo de 20,000 ciclos y que no haya algún impacto en la resistencia a la fatiga del equipo. [2]

En el caso del seguimiento de carga con todos los reactores se realizó el cambio en la potencia entre los valores del 100 y 75 % de su potencia nominal, con una tasa de cambio menor al 0.1 % PN/min, lo cual cumple con lo descrito anteriormente.

En comparación con el seguimiento de carga con 2 reactores y 9 a su 100 %PN, se realizó el cambio de la potencia entre los valores del 100 al 0 %PN, ya que se tuvo que apagar el reactor por completo para seguir con la curva de demanda y con tasas de cambio de hasta 1.25 %PN/min. En este caso aún se cumplen con las rampas de cambio de potencia, pero no se cumple con el rango de 50 a 100 %PN, por consecuencia, en este caso, el reactor puede sufrir varios efectos físicos que lleven a que el reactor y sus materiales se degraden más rápido, que haya corrosión, grietas, etc., haciendo que la vida útil del reactor disminuya considerablemente.

Tabla 2. Diferencias de temperatura.

	SC 11R MT	SC 11R MR	SC 2R MT
$\Delta T_{\text{combustible}} \approx$	140 °C	220 °C	600 °C
$\Delta T_{\text{refrigerante}} \approx$	9 °C	18 °C	40 °C
$\Delta T_{\text{revestimiento}} \approx$	16 °C	25 °C	90 °C

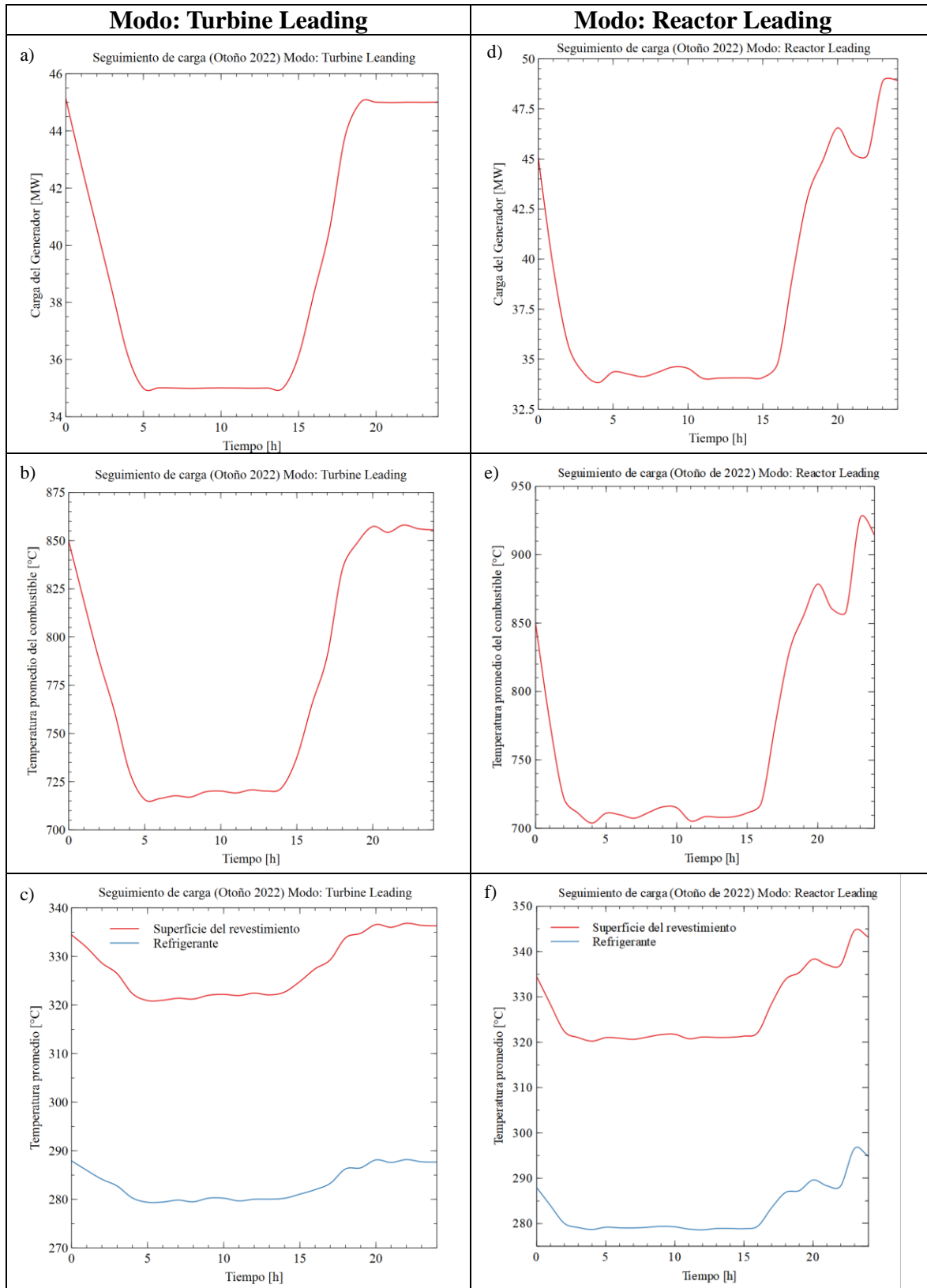


Figura 4. Resultados de la simulación de seguimiento de carga con todos los reactores, en los dos modos de operación

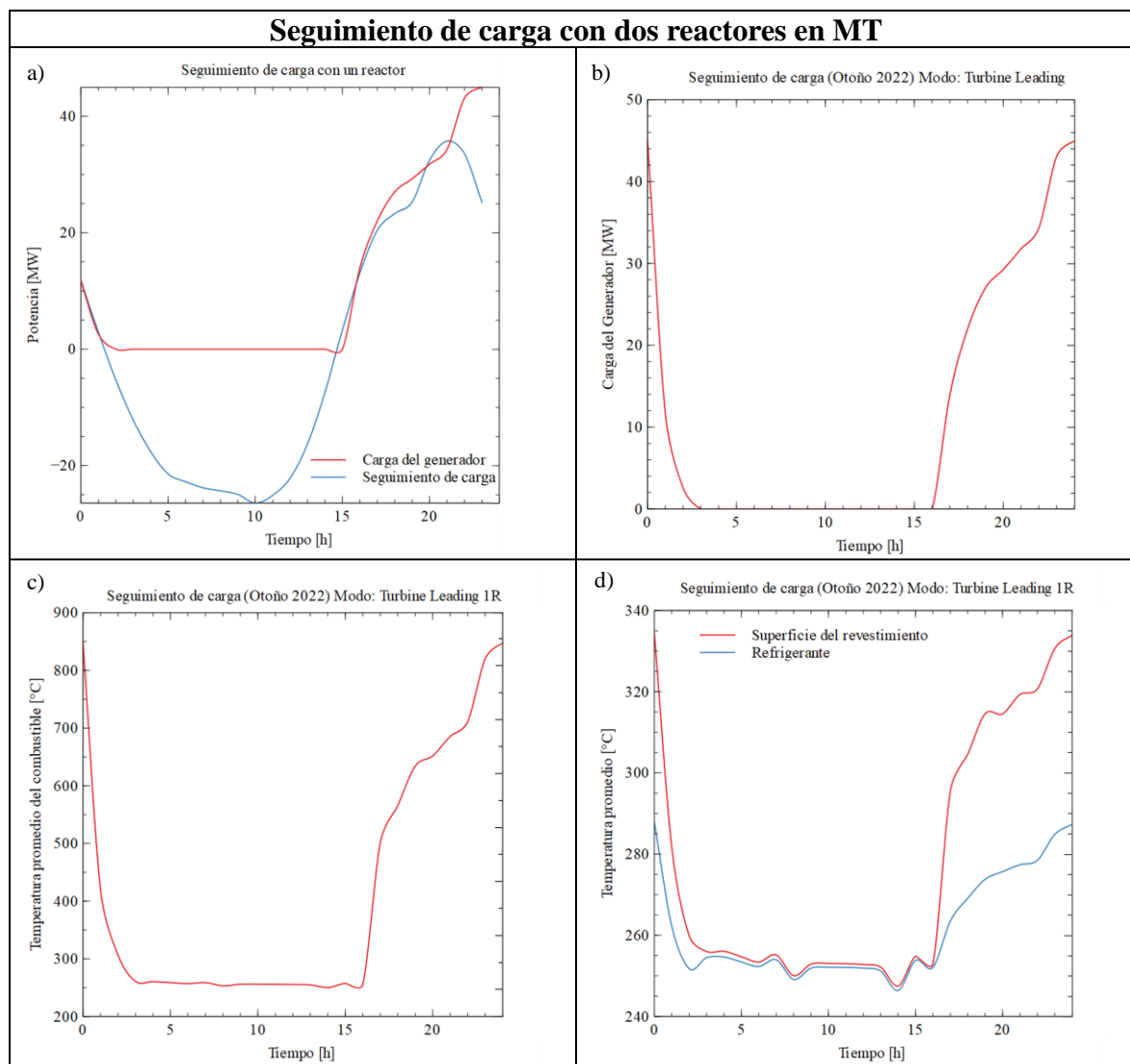


Figura 5. Seguimiento de carga con dos reactores en MT.

6 DISCUSIÓN

Se realizaron simulaciones de seguimiento de carga con reactores modulares pequeños donde los cambios de potencia del reactor variaban entre el 0.01 y el 1.2 % de la potencia nominal por minuto. Se obtuvieron resultados de los cambios de temperatura en el refrigerante, en el revestimiento del combustible y en el combustible para poder determinar cuáles pueden ser los daños que podrían presentarse al realizar el seguimiento de carga y valorar las limitaciones posibles al hacer este modo de operación.

Tomando en cuenta que estos cambios de temperatura serán realizados diariamente por al menos seis meses y que después, en otros seis meses habrá cambios similares de seguimiento de carga y muy probablemente diferencias de temperatura similares y todo esto por el tiempo de vida del

reactor, se realizó un análisis de los materiales que pueden llegar a ser afectados y de las limitaciones que pueden aparecer durante la vida útil del reactor.

Una causa mecánica, el óxido de uranio se expande más que el revestimiento y un aumento de la potencia puede provocar tensiones importantes en el revestimiento. También hay un componente mecánico en el fenómeno. Con un aumento de la potencia, se produce una liberación de productos de fisión (yodo en particular) que puede dar lugar a la corrosión por tensión del revestimiento y a un aumento de la presión interna de la varilla. Los estudios, basados en las pruebas de rampa de potencia realizadas con combustible irradiado, han determinado los valores de los umbrales locales de potencia lineal en función de la irradiación por encima de los cuales existe riesgo de interacción y las amplitudes máximas admisibles de las variaciones de potencia.

Entre los cambios físicos que pueden llegar a presentarse durante el seguimiento de carga son:

- Debido al aumento de la temperatura del refrigerante, se expande y su densidad disminuye, por ello la moderación de neutrones es menos eficaz y la reactividad disminuye (este es un efecto estabilizador para el reactor: cuando la temperatura aumenta, la potencia se reduce).
- El aumento de la temperatura del combustible (Efecto Doppler) se potencia la absorción resonante, incluida la absorción de neutrones estériles por parte del combustible y así la reactividad disminuye, este efecto también es estabilizador.
- Cambio en la distribución de la energía en el núcleo, ya que la variación de la potencia modifica la distribución axial de la temperatura del refrigerante. Cuando la potencia aumenta, la distribución de la potencia se desplaza hacia la parte inferior del combustible.
- Envenenamiento por productos de fisión.
- Quema de combustible.

CONCLUSIONES

El seguimiento de carga mediante reactores nucleares es técnicamente posible, de acuerdo con el caso de estudio. Se observa que el menor impacto térmico (ver Tabla 2) sobre los reactores se tiene cuando el seguimiento de carga se distribuye entre todos los reactores considerados que si se hace únicamente por dos.

El esfuerzo térmico y de operación sobre los materiales del reactor cuando solo se emplean dos reactores para el seguimiento de carga, puede provocar una reducción en su vida útil ya que la diferencia de temperatura del combustible es de 600 °C, en tanto que cuando se hace con todos los reactores no es mayor a 150 °C, además de los cambios sustantivos de presión.

Por el análisis realizado se llegó a la conclusión de que es mejor que se efectúe el seguimiento de carga con todos los reactores y además se lleve a cabo bajo las condiciones ya establecidas para centrales nucleares con unidades PWR para el correcto funcionamiento de los reactores, garantizando la seguridad de la planta.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACyT) por el Programa de Becas de Maestría, al Departamento de Sistemas Nucleares del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) por la cooperación y suministro del iPWR-SMR Simulator, así como a la Gerencia de Ciencias Aplicadas mediante el Programa de Becas del ININ y a la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional.

REFERENCIAS

1. Akeyo O.M., Patrick A., Ionel D.M., “Study of Renewable Energy Penetration on a Benchmark Generation and Transmission System,” *Energies* **14**, **169** (2021).
2. OECD, *Technical and Economic Aspects of Load Following with Nuclear Power Plants*. Nuclear Energy Agency. (2011).
3. Chang, C.-k; Oyando, H.C., “Review of the Requeriments for Load following of small Modular Reactors”. *Energies* **15**, **6327** (2022).
4. Nordine KERKAR, Philippe PAULIN. *Exploitation des cœurs REP*. Editorial EDP Sciences. Francia (2008).
5. IAEA. *Advances in Small Modular Reactor Technology Depelopments*. Austria (2020).
6. IAEA, *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual*. Vienna, Austria (2017). 2022,
7. IAEA, *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual: Exercise Handbook*. Vienna, Austria (2017).
8. “Página del CENACE”,
<https://www.cenace.gob.mx/Paginas/SIM/Reportes/PronosticosDemanda.aspx> (2023).

MEDICIONES DE ESPECTROSCOPIA DE IMPEDANCIA ELECTROQUÍMICA EN ESTRUCTURAS DE CONCRETO REFORZADO, PARA IDENTIFICAR MECANISMOS DE DEGRADACIÓN ASOCIADOS A LA CORROSIÓN EN VARILLA DE REFUERZO

José Paul Peña Caravaca, Pamela Fran Nelson Edelstein

*Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM)
Escolar 04360, C.U., Coyoacán, 04510 Ciudad de México, CDMX
jpenacaravaca@gmail.com*

****Ángeles Díaz Sánchez, Carlos R. Arganis Juárez***

*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ)
Carretera México-Toluca, La Marquesa s/n, Ocoyoacac, Estado de México. C.P. 52750
angeles.diaz@inin.gob.mx*

Luis Felipe Desdín García, Manuel Antuch Cubillas

*Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear (CEADEN)
Calle 30 # 502 e/ 5. y 7. Aves, Miramar, Playa, 11300
desdin@ceaden.edu.cu*

Resumen

La corrosión de las varillas de refuerzo en losas de concreto armado constituye uno de los mecanismos de degradación más importantes en estructuras civiles e industriales, incluyendo aquellas específicas de la industria nuclear, tales como estructuras de contención y edificios principales. Como parte de la Gestión de Vida en centrales nucleares de potencia, existen programas de administración del envejecimiento de estructuras de concreto, fundamentados en la inspección mediante el uso de Ensayos No Destructivos como ultra sonido y esclerometría; sin embargo, la dificultad en la generalización y correcta interpretación de los resultados semicuantitativos o descriptivos de una inspección en campo, ha exigido la mejora en la aplicación de las técnicas y la búsqueda de nuevas formas de medición representativas del daño del sistema. La técnica de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica (EIS) se ha utilizado como un método efectivo no solo para determinar la velocidad de corrosión de una varilla metálica embebida en concreto, sino también ha permitido estudiar el comportamiento de la interfase varilla/concreto, permitiendo establecer comportamientos asociados a la misma. En el presente trabajo, se muestran los resultados obtenidos de la aplicación de EIS, en varillas en una losa de concreto armado, fabricadas con una resistencia a la compresión de 200 kg/cm², sumergida parcialmente en una solución de 5% de NaCl, y con una de las varillas sometida a una densidad corriente directa aplicada de 100 μA/cm². Los resultados obtenidos se ajustaron a los principales modelos de circuitos eléctricos equivalentes descritos en la literatura, lo que permitió identificar y diferenciar entre el comportamiento de un sistema pasivo (sin corrosión), uno medianamente corroído (en presencia de cloruros) y el último severamente corroído (en presencia de cloruros y sometido a la corriente impresa), sin alterar de manera permanente el sistema que conforma la losa; de tal manera que, esta aplicación electroquímica, se identifica como una poderosa herramienta de análisis no destructivo, que podría ser implementada para evaluar el nivel de daño por corrosión en varillas de concreto reforzado en funcionamiento.

1. INTRODUCCIÓN

El concreto es uno de los materiales de construcción más importantes en la industria nuclear. Este material consiste en agregados suspendidos en una matriz de material cementoso y es inherentemente un material no homogéneo. La naturaleza compuesta del concreto ayuda en la capacidad de atenuar la radiación gamma y de neutrones, pero también es una fuente de dispersión en los datos experimentales sobre propiedades mecánicas [1]. El concreto es utilizado en los blindajes de los reactores, en los edificios de contención y en el almacenamiento de residuos radiactivos entre otras aplicaciones. Este material tiene una alta resistencia a elevadas compresiones, pero baja resistencia a la flexión y a la tensión, por lo que es necesario combinarlo con otros materiales como el acero para aumentar dichas propiedades [2] [3].

Dentro de los principales problemas que presenta el concreto se encuentran el agrietamiento y bajos valores de compresión en relación con los valores de diseño en una edad específica, lo cual puede acortar el tiempo de servicio y reducir su durabilidad. Sin embargo, una de las mayores preocupaciones están relacionadas con la corrosión del acero de refuerzo, lo que puede provocar fisuración interna del concreto, baja adherencia entre el concreto y el acero de refuerzo; así como la reducción de la sección transversal de este último, decreciendo su capacidad mecánica [4]. El concreto, en sí mismo, actúa como una barrera física y química que protege al acero de refuerzo debido a que sus condiciones altamente alcalinas ayudan al mantenimiento de la película pasiva de óxido que se forma en la superficie de las varillas e impide la iniciación del proceso corrosivo. Sin embargo, la difusión de iones agresivos como los Cl⁻ en el interior de la matriz de concreto y la acidificación de éste como resultados de procesos como la carbonatación puede provocar variaciones en la integridad de dicha película, inhibiendo el estado de pasividad e iniciando un proceso corrosivo en el acero.

En este sentido, la técnica de Espectroscopía de Impedancia Electroquímica (EIS, por sus siglas en inglés) es una de las más completas para el estudio de sistemas heterogéneos, permitiendo estudiar la impedancia de un sistema electroquímico en función de la frecuencia [5], de ahí que es particularmente útil para la interpretación de los fenómenos como la electrocatálisis, la corrosión, el comportamiento de recubrimientos sobre sustratos metálicos, y en el caso de concreto reforzado, para estudiar el comportamiento de película pasiva sobre las barras del acero de refuerzo.

La técnica de EIS se basa en la aplicación de una perturbación a un electrodo que suele ser generalmente un potencial que varía sinusoidalmente con el tiempo, a una frecuencia que se hace variar desde unos mHz hasta los MHz [6], obteniéndose la respuesta en corriente, a las diferentes frecuencias de perturbación. En el caso de los estudios de corrosión, los espectros de impedancia obtenidos suelen ser analizados mediante circuitos eléctricos, compuestos por componentes tales como resistencias R, capacitancias C e inductancias L; mismos que, de manera combinada, reproducen el comportamiento de los espectros de impedancia medidos. Estos circuitos eléctricos son denominados “circuitos eléctricos equivalentes” [7].

En el caso de un circuito de corriente directa, la relación entre la corriente (I) y el potencial (E) está dada por la ley de Ohm:

$$E = IR \quad (1)$$

En donde E es en volts, I en amperes y R en ohms. En el caso de una señal alterna, la expresión equivalente sería:

$$E = IZ \quad (2)$$

En donde Z sería el término de impedancia que representa la resistencia en el circuito de corriente alterna, y también se expresa en ohms.

La impedancia de un sistema a cada frecuencia está definida por la razón entre la amplitud de la señal de corriente alterna, la amplitud de la señal del potencial alterna, y el ángulo de fase. El desarrollo matemático de la teoría que fundamenta la técnica de EIS permite describir la impedancia de un sistema en términos de un componente real y un componente imaginario. Los resultados que se obtienen mediante esta técnica, generalmente se expresan en un gráfico en donde las ordenadas corresponden a la parte imaginaria de la impedancia (Z''_{Im}) y las abscisas a la parte real de la misma (Z'_{Re}); esta representación gráfica, es conocida como diagrama de Nyquist (ver Figura 1).

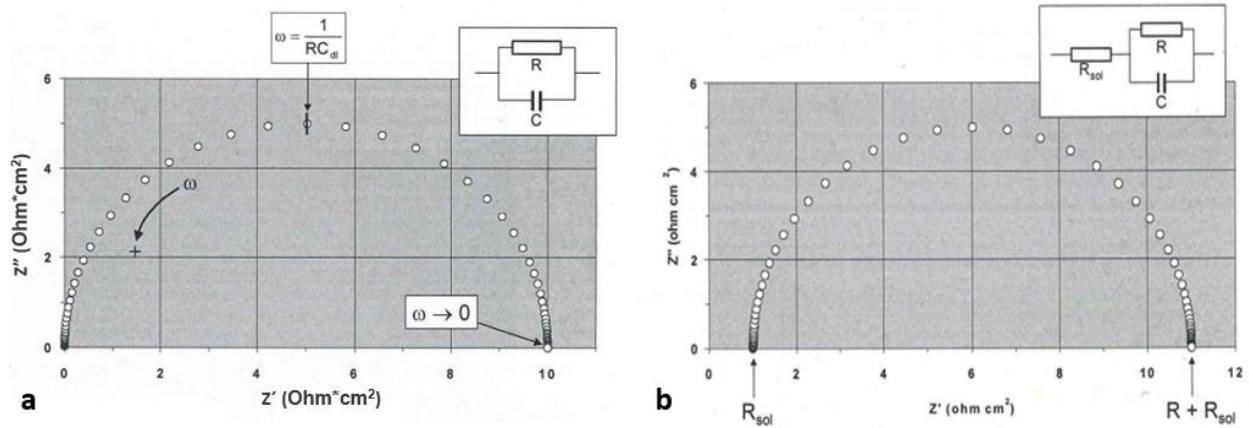


Figura 1. Diagramas de Nyquist, componentes real (Z') e imaginario (Z'') de la impedancia total (Z) para un circuito en paralelo de: a) resistencia (R)-capacitancia (C) a diferentes frecuencias (ω) ($\omega_{mínima} = 10^{-2}$ Hz y $\omega_{máxima} = 10^6$ Hz) (la flecha indica la dirección en la cual aumenta la frecuencia) y b) resistencia a la solución R_{sol} en serie con una (R)-capacitancia (C) [5].

La clave en el uso de la técnica de EIS para el análisis de las señales de respuesta, consiste en la combinación de elementos pasivos como: resistencias, capacitancias e inductores, tales que, representen el comportamiento electroquímico del sistema bajo estudio [8]. En general, para sistemas de concreto reforzado se definen tres regiones fundamentales: la matriz de concreto con una resistencia asociada (R_s), la capa porosa o película interfacial (C_{cp}) y la presencia de la interface acero-capa porosa, conocida como doble capa (C_{dl}) (ver Figura 2).



Figura 2. Esquema de los principales componentes del sistema de concreto reforzado [9].

Varios han sido los circuitos eléctrico equivalentes propuestos en la literatura para casos de concreto reforzado expuesto a diferentes condiciones; uno de los más usados para representar fenómenos de corrosión en las varillas del concreto, es el propuesto por John y colaboradores [10]. Este circuito consta de diferentes elementos que tienen en cuenta tanto el efecto provocado por el concreto en sí, el cual se relaciona con el arco a altas frecuencias en el diagrama de Nyquist; como el efecto de la interfaz electrodo-concreto; relacionado con la curva a bajas frecuencias. El circuito consta de la resistencia de la solución (R_s), en este caso el concreto, la cual se conecta en serie con una constante de fase ($R_{cp}C_{cp}$), la cual representa el comportamiento de la película interfacial o capa porosa. Los elementos anteriores se conectan en serie con otra constante de fase que representan el comportamiento electroquímico del electrodo (barras de acero de refuerzo) y consta de la capacitancia de la doble capa (C_{dl}) conectada en paralelo con la resistencia a la transferencia de carga del electrodo (R_{ct}) y un elemento de Warburg el cual se utiliza para sistemas controlados por difusión, y que se manifiesta a bajas frecuencias; su impedancia describe la resistencia que ofrece el sistema por la difusión de especies a la interface (ver Figura 3).

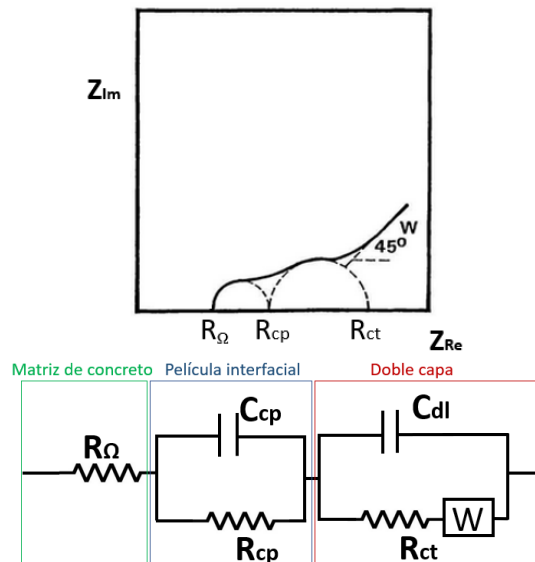


Figura 3. Circuito eléctrico equivalente propuesto por John y colaboradores [10] y su correspondiente diagrama de Nyquist característico.

En el presente trabajo se presenta la utilización de la técnica de EIS para el estudio electroquímico de tres sistemas de concreto reforzado en los que las varillas de refuerzo presentan diferentes estados de corrosión: un estado pasivo (sin corrosión), uno medianamente corroído (presencia de iones cloruro), y un estado de corrosión severa (presencia de iones cloruro y una corriente directa aplicada). Los resultados obtenidos, se ajustaron a un circuito eléctrico equivalente, similar al presentado por John y colaboradores.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

A continuación, se describe el procedimiento utilizado para la fabricación y el estudio electroquímico de la losa de concreto reforzado, sometida al proceso de corrosión acelerado aplicando una corriente directa y parcialmente sumergida en una solución de NaCl.

2.1. Fabricación de losa de concreto reforzado

Con el objetivo de dar seguimiento a los diferentes fenómenos electroquímicos que se van generando durante el proceso de degradación del concreto reforzado, y a partir de cemento Portland CPC 30 R RS, se fabricó una losa con una resistencia mecánica de 200 kg/cm^2 con dimensiones de 50 cm de largo por 30 cm de ancho y 10 cm de espesor, integrando dos barras de refuerzo de 3/8 y 1/2 pulgada de diámetro. El largo de las barras es de 60 cm para poder tener contacto entre los dos extremos de las mismas (Figura 4). La losa fabricada tiene una relación agua-cemento de 0.65.



Figura 4. Losa de concreto reforzado fabricada.

La losa se mantuvo inmersa parcialmente (2 mm) en una solución de NaCl al 5% en peso en un recipiente de acrílico, aplicando una corriente directa de $100 \mu\text{A/cm}^2$ y promoviendo un proceso de corrosión acelerada en la varilla de 3/8" (0.9525 cm); mientras que la segunda varilla de 1/2" (1.27 cm), solo estuvo sometida a la acción de la solución de NaCl al 5% en peso.

La losa permaneció en las condiciones descritas, durante un tiempo aproximado de 18 meses, permitiendo la interacción de la solución de NaCl, así como el efecto combinado de los iones cloruros y de la corriente aplicada en una de las varillas de refuerzo. Se realizaron inspecciones visuales mensuales para registrar los cambios superficiales.

2.2. Espectroscopía de Impedancia Electroquímica (EIS)

El estudio electroquímico de la losa se llevó a cabo mediante la técnica de EIS. Para ello se utilizó un equipo de la marca Bio-Logic modelo SP-150 con una punta de baja corriente y la

frecuencia se varió de 10^{-2} Hz a 10 kHz. El modo empleado fue PEIS (Potentiostatic Electrochemical Impedance Spectroscopy). En la Figura 5 se muestra el arreglo experimental y el equipo utilizado para la realización de la técnica de EIS. Se utilizó un electrodo de referencia de Cu/CuSO₄ y una placa de acero inoxidable como contraelectrodo.

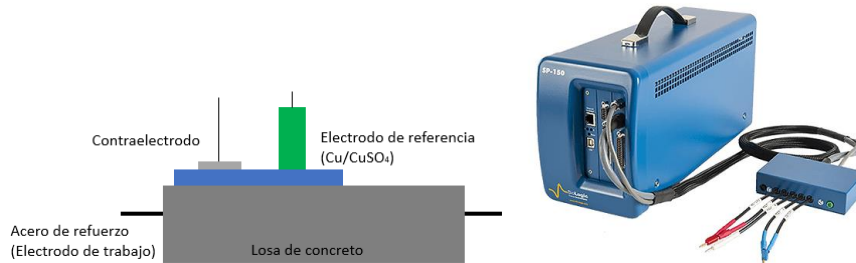


Figura 5. Esquema del arreglo utilizado para el método de EIS y equipo utilizado.

La aplicación de la técnica de EIS se realizó, en las varillas de la losa recién fabricada; y posteriormente, una vez que se confirmó la presencia de corrosión, la técnica nuevamente se aplicó en el mes 13 y 18; es decir enero 2023 y mayo 2023 respectivamente.

2.2.2 Resistencia a la Polarización

A partir de la aplicación de la técnica de EIS se obtuvieron los registros de impedancia, que permitieron generar los diagramas de Nyquist asociados; se realizó el ajuste de datos experimentales, y se establecieron los circuitos eléctricos equivalentes siguiendo el modelo de John. Adicionalmente, y a partir de las mediciones de las resistencias obtenidas, se calculó la Resistencia a la Polarización (R_p), parámetro que evalúa la oposición que ofrece el sistema electroquímico a la transferencia de carga y por lo tanto, permite determinar la velocidad de corrosión del sistema. A mayor R_p menor velocidad de corrosión y viceversa.

En este estudio, y de acuerdo al circuito eléctrico equivalente generado, la R_p está compuesta por la resistencia óhmica del concreto (R_Ω), la resistencia de la película interfacial (R_{cp}) y la resistencia a la transferencia de carga (R_{ct}). Con el valor de R_p , se calculó la densidad de corriente de corrosión mediante la ecuación de Stern-Geary (3).

$$R_p = B / i_{\text{corr}} \quad (3)$$

donde i_{corr} es la densidad de corriente de corrosión y B está relacionada con las pendientes anódica (β_a) y catódica (β_c) de Tafel del sistema. Para sistemas activos, la constante B por lo general toma valores de 26 mV, mientras que para sistemas pasivos su valor es de 52 mV [11].

Finalmente, con la densidad de corriente de corrosión calculada, se calculó la velocidad de corrosión en milímetros por año (mm/y) mediante la siguiente ecuación:

$$CR \text{ (mpy)} = K * i_{\text{corr}} * (E.W.) / \rho \quad (4)$$

donde $E.W.$ y ρ son el peso equivalente en g/mol y la densidad en g/cm³ de la especie corroída respectivamente y K es una constante que define las unidades de la velocidad de corrosión.

3. RESULTADOS

A continuación, se presentan los principales resultados obtenidos para los tres sistemas estudiados:

- el sistema varilla concreto de la losa recién fabricada; con la varilla pasivada o sin corrosión
- la varilla de ½” en concreto, sin corriente, en presencia de cloruros, varilla medianamente corroída, y
- la varilla de 3/8” en concreto, con corriente y en presencia de cloruros, varilla severamente corroída.

3.1 EIS del sistema acero-concreto para la losa de 200 kg/cm² recién fabricada (varilla de 3/8”)

Los resultados obtenidos para el sistema acero-concreto en la losa recién fabricada se muestran en la Figura 6a. En este diagrama, es posible observar un semicírculo poco definido a altas frecuencias el cual indica la resistencia específica del concreto, mientras que a bajas frecuencias se observa una línea recta con una pendiente superior a 45°, asociados a procesos difusivos, estos resultados son similares a los obtenidos por Kim y colaboradores [12], quienes estudiaron un sistema en el que la varilla se encontraba pasivada por un óxido protector, y no había evidencia de corrosión en la superficie. En este caso, la pendiente mayor a 1 en la región de alta frecuencia, nos indica un comportamiento mayormente capacitivo en la interface como resultado de la protección que brinda la capa pasiva.

En la Figura 6b se muestra el ajuste entre los valores experimentales obtenidos para el sistema de concreto recién fabricado (línea discontinua) con el circuito eléctrico equivalente propuesto por John (línea continua) representado en la Figura 3. La matriz de concreto se describe mediante el uso de una resistencia óhmica (R_{Ω}) conectada en serie con una constante de tiempo formada por la película interfacial o capa porosa (C_{cp}/R_{cp}). Mientras que la capacitancia de la doble capa (C_{dl}) se representa, conectada en paralelo con la resistencia a la transferencia de carga (R_{ct}) y un elemento difusivo de Warburg (W).

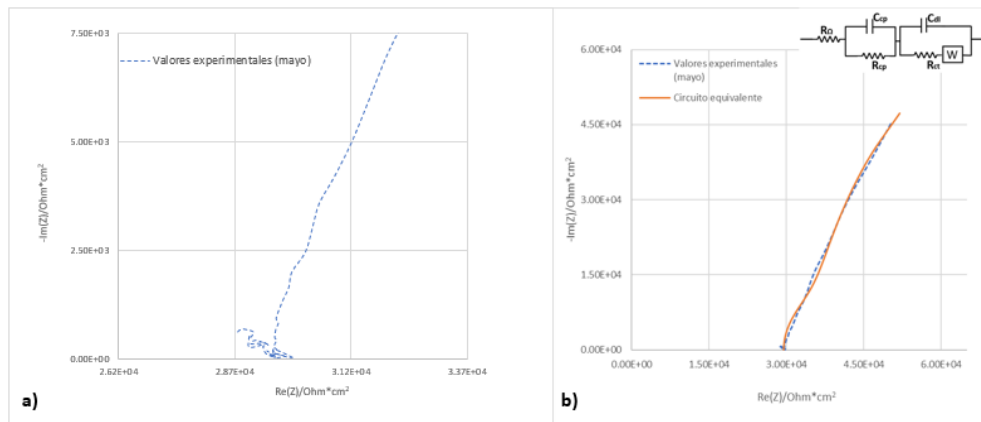


Figura 6. a) Diagrama de Nyquist para el sistema acero-concreto en la losa recién fabricada
b) Ajuste de los valores experimentales obtenidos al circuito eléctrico equivalente
propuesto por John y colaboradores [10].

En la Tabla 1 se resumen los valores obtenidos para los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente del sistema estudiado.

Tabla 1. Valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto para el sistema acero-concreto en la losa recién fabricada.

	$R\Omega$ ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	R_{cp} ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	R_{ct} ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	C_{cp} ($\text{F}\cdot\text{cm}^{-2}$)	C_{dl} ($\text{F}\cdot\text{cm}^{-2}$)
Losa de 200 kg/cm^2 recién fabricada	29606.15	14004.12	2296496.14	2.08E-9	3.08E-4

En la Tabla 2 es posible observar los valores de la resistencia a la polarización, la densidad de corriente de corrosión y la velocidad de corrosión para el sistema de concreto reforzado recién fabricado.

Tabla 2. Valores obtenidos mediante EIS para los diferentes parámetros electroquímicos del sistema acero-concreto recién fabricado.

	R_p ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	i_{corr} (mA/cm^2)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm^2 recién fabricada	2340106.41	2.22E-5	0.00026

Para sistemas de concreto recién fabricados, la superficie de las barras de refuerzo se encuentra en un estado de corrosión no significativo (Figura 7), ya que el concreto que las rodea mantiene las condiciones alcalinas que permiten el mantenimiento de la película pasiva de óxido sobre la superficie del acero, y actúa como una barrera de protección ante la transferencia de carga. De aquí que el valor de la R_p es del orden de los $M\Omega$, valor que resulta congruente con el estado de pasividad de las varillas metálicas [13]. Por otro lado, se observan bajos valores de la capacitancia de la doble capa, lo que indica un menor flujo de corriente a través de la interfaz acero-concreto y por lo tanto velocidades de corrosión bajas.



Figura 7. Losa de concreto reforzado recién fabricada.

3.2 EIS del sistema acero-concreto para la losa de 200 kg/cm^2 (varilla de $\frac{1}{2}$ " sin corriente, en presencia de cloruros) (mayo)

Los resultados obtenidos para el sistema de acero-concreto de la varilla sin corriente, en presencia de cloruros, se muestran en la Figura 8a. El diagrama de Nyquist generado permite distinguir el efecto provocado por el concreto en sí, el cual se relaciona con el arco a altas

frecuencias; así como el efecto de la interfaz electrodo-concreto, observado a bajas frecuencias, donde se puede apreciar la incipiente formación de un arco de circunferencia.

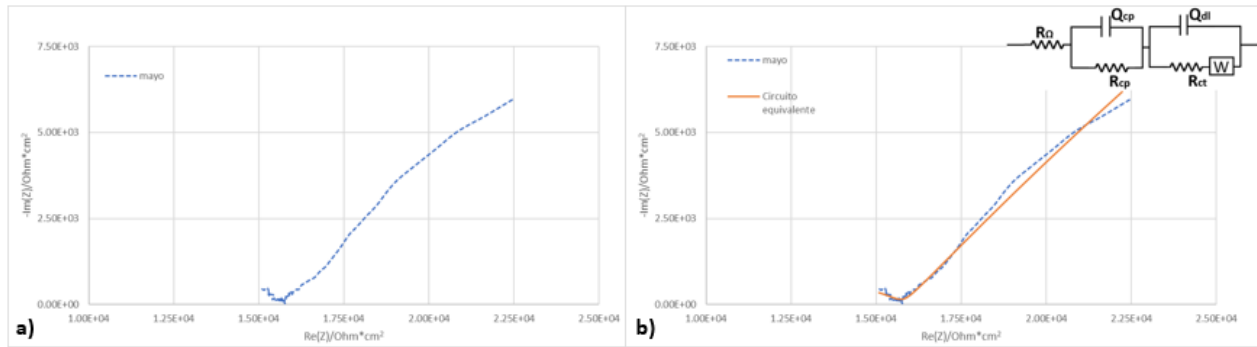


Figura 8. a) Diagrama de Nyquist para el sistema acero-concreto de la varilla sin corriente en presencia de cloruros b) Ajuste de los valores experimentales obtenidos utilizando el circuito propuesto por John y colaboradores [10] pero con Q.

De igual forma, en este sistema se utilizó el circuito eléctrico equivalente de John [10], pero en este caso se utilizaron elementos de fase constante (Q) en lugar de capacitancias puras, debido al comportamiento no ideal de los capacitores como resultado de irregularidades en la interfaz metal-solución asociada a la falta de homogeneidad en la superficie del electrodo (Figura 9).

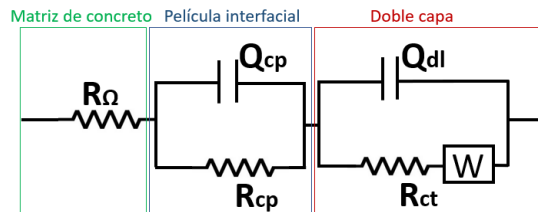


Figura 9. Circuito eléctrico equivalente propuesto por John y colaboradores [10] pero utilizando un elemento de fase constante.

La ecuación del Q está dada por:

$$Z_Q = \frac{1}{Y_0(jw)^n} \quad (5)$$

donde, $j = \sqrt{-1}$, w es la frecuencia angular, Y_0 es la admitancia de Q y n es el exponente de Q.

La capacitancia de doble capa se puede determinar por:

$$C_{dl} = \sqrt[n]{Y_0 R_{ct}^{(1-n)}} \quad (6)$$

En la Figura 9b se puede apreciar el ajuste de los valores calculados mediante la utilización del circuito eléctrico equivalente propuesto (línea continua) a los valores experimentales obtenidos (línea discontinua).

En la Tabla 3 se muestran los valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto.

Tabla 3. Valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto para el sistema acero-concreto (varilla sin corriente en presencia de cloruros) (mayo) utilizando el circuito de John y colaboradores [10].

	$R\Omega$ ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	R_{cp} ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	R_{ct} ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	Q_{cp} ($F\cdot s^n\cdot\text{cm}^{-2}$)	n_{cp}	Q_{dl} ($F\cdot s^n\cdot\text{cm}^{-2}$)	n_{dl}
Losa de 200 kg/cm ² (varilla sin corriente c/Cl)	3298.15	15336.31	31060.42	9.13E-6	0.428	0.0018	0.4943

Los valores de la velocidad de corrosión calculada para este sistema (varilla sin corriente) se muestran en la Tabla 4.

Tabla 4. Valores obtenidos mediante EIS para los diferentes parámetros electroquímicos del sistema acero-concreto (varilla sin corriente en presencia de cloruros) en el mes de mayo.

	R_p ($\text{Ohm}\cdot\text{cm}^2$)	i_{corr} (mA/cm ²)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm ² (varilla sin corriente c/Cl)	49694.15	0.0005232	0.0061

La varilla de ½” embebida en la losa de concreto parcialmente sumergida en NaCl está experimentando un proceso de corrosión como resultado de la difusión de iones Cl⁻ a través de los poros en el interior de la matriz de concreto con el paso del tiempo (ver Figura 10). Se observan valores de la R_{ct} en el orden de los k Ω característicos para sistemas bajo proceso de corrosión como se muestra en la Tabla 3. Dichos valores son menores a los obtenidos en el caso en el cual la varilla se encuentra en un estado pasivo. Por otro lado, el valor de 0.4943 del coeficiente del elemento de fase constante correspondiente a la capacitancia de la doble capa, indica un proceso mayormente difusivo por lo que la cinética en esta región está mayormente controlada por la difusión de especies como el oxígeno a través de la capa de óxido [14].



Figura 10. Losa de concreto sometida al proceso de corrosión acelerado.

3.3 EIS del sistema acero-concreto para la losa de 200 kg/cm² (varilla de 3/8” con corriente en presencia de cloruros) (enero y mayo)

Para el caso del sistema acero-concreto de la varilla con corriente, el diagrama de Nyquist obtenido en el mes de enero se muestra en la Figura 11a, aquí se presentan dos semicírculos en el rango completo de frecuencias estudiadas, el primero de manera similar al de los casos anteriores, correspondiente con un bucle capacitivo poco definido a frecuencias más altas, que representa la respuesta eléctrica del concreto, mientras que un bucle capacitivo a bajas frecuencias indica la presencia de corrosión en el acero [15].

Los resultados experimentales se ajustaron al circuito eléctrico equivalente propuesto, utilizando un Q en lugar de capacitores perfectos. La Figura 11b presenta el ajuste de los valores experimentales obtenidos (línea discontinua), con los generados mediante el circuito eléctrico equivalente (línea continua).

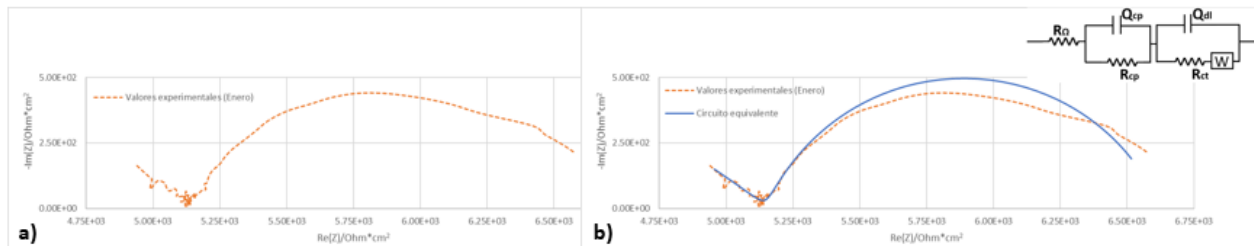


Figura 11. a) Diagrama de Nyquist para el sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) en el mes de enero y b) Correspondencia entre los valores experimentales obtenidos para el sistema en estudio y el circuito eléctrico equivalente propuesto por John y colaboradores [10].

En la Tabla 5 se pueden observar los valores de los diferentes parámetros que componen el circuito eléctrico equivalente en el mes de enero.

Tabla 5. Valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto para el sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) (enero) propuesto por John y colaboradores [10].

	RΩ (Ohm*cm ²)	Rcp (Ohm*cm ²)	Rct (Ohm*cm ²)	Qcp (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n _{cp}	Qdl (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n _{dl}
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl)	3211.97	1337.21	1976.74	1.32E-6	0.7532	0.00773	0.5141

El valor de Q correspondiente a la capacitancia de la doble capa tiene un comportamiento más difusivo debido al exponente n de 0.5141, mientras que el correspondiente a la capacitancia de la película interfacial o capa de poros, tiene un comportamiento más capacitivo con un valor de n de 0.7532 [14].

La Tabla 6 presenta de velocidad a la corrosión y resistencia a la polarización obtenidos para este sistema en el mes de enero.

Tabla 6. Valores obtenidos mediante EIS para los diferentes parámetros electroquímicos del sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) en el mes de enero.

	R_p (Ohm*cm ²)	i_{corr} (mA/cm ²)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl)	6525.92	0.003936	0.46

En el mes de mayo se observó un comportamiento similar en el diagrama de Nyquist para el sistema de la varilla con corriente (ver Figura 12a); sin embargo, en este caso la resistencia del concreto se desplazó a valores mayores con respecto al mes de enero, observándose además un aumento en el bucle capacitivo a bajas frecuencia correspondiente al comportamiento de la interfaz electrodo-concreto.

Igualmente los resultados experimentales fueron ajustados al circuito eléctrico equivalente propuesto por John [10], incluyendo un elemento de fase constante. El ajuste de los valores se muestra en la línea continua de la Figura 12b.

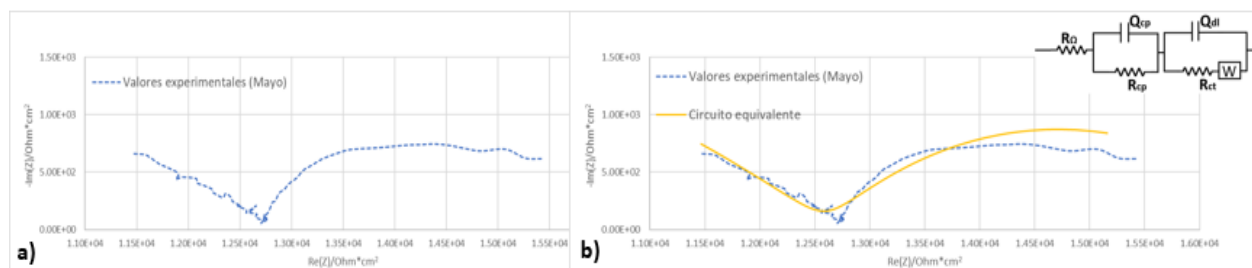


Figura 12. a) Diagrama de Nyquist para el sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) en el mes de mayo y b) Correspondencia entre los valores experimentales obtenidos para el sistema en estudio y el circuito eléctrico equivalente propuesto por John y colaboradores [10].

La Tabla 7 muestra los valores de los diferentes parámetros que componen el circuito eléctrico equivalente en el mes de mayo, y al igual que los resultados obtenidos en el mes de enero, el elemento de fase constante correspondiente a la capacitancia de la doble capa tiene un comportamiento más difusivo debido al valor del exponente n de 0.513 [14].

Tabla 7. Valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto para el sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) (mayo) propuesto por John y colaboradores [10].

	$R\Omega$ (Ohm*cm ²)	R_{cp} (Ohm*cm ²)	R_{ct} (Ohm*cm ²)	Q_{cp} (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n_{cp}	Q_{dl} (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n_{dl}
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl)	7862.06	4914.01	2861.87	1.64E-6	0.6968	0.0075	0.513

La Tabla 8 presenta de velocidad a la corrosión y resistencia a la polarización obtenidos para este sistema en el mes de mayo.

Tabla 8. Valores obtenidos mediante EIS para los diferentes parámetros electroquímicos del sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) en el mes de mayo.

	Rp (Ohm*cm ²)	i _{corr} (mA/cm ²)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl)	15637.94	0.001663	0.019

Como resultado del paso de corriente al sistema, se ha promovido un inminente proceso de corrosión en la varilla de 3/8” durante el período estudiado. Este proceso corrosivo se aprecia a simple vista como se muestra en la Figura 10, pudiéndose observar fenómenos como agrietamiento de la losa, sangrado de las barras de acero y manchado de la losa.

La Tabla 9 muestra los valores para cada uno de los componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto durante los meses de enero y mayo, período durante el cual se aprecia un aumento en los valores de las diferentes resistencias que componen la resistencia a la polarización del sistema, lo que se traduce en una disminución de la velocidad de corrosión del mismo.

Tabla 9. Valores de los diferentes componentes del circuito eléctrico equivalente propuesto para los resultados obtenidos en los meses de enero y mayo aplicando el modelo de John [10].

	RΩ (Ohm*cm ²)	Rcp (Ohm*cm ²)	Rct (Ohm*cm ²)	Qcp (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n _{cp}	Qdl (F*s ⁿ *cm ⁻²)	n _{dl}
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl) (enero)	3211.97	1337.21	1976.74	1.32E-6	0.7532	0.00773	0.5141
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl) (mayo)	7862.06	4914.01	2861.87	1.64E-6	0.6968	0.0075	0.513

Durante los últimos meses de exposición, fue posible observar un fenómeno de corrosión severa, tanto por inspección visual, como por los valores obtenidos de la Rct, que es del orden de los kΩ, común para sistemas en un proceso de corrosión avanzado [8]. Por otro lado, el aumento del valor de la Cdl indica un aumento del flujo de corriente en la interface y por consiguiente mayores velocidades de corrosión.

La representación gráfica de los diagramas de Nyquist obtenidos durante los meses de enero y mayo, muestran un desplazamiento de las resistencias del sistema a valores mayores en el eje real (ver Figura 13), lo que sugiere una disminución en la corriente de corrosión del sistema y en su velocidad de corrosión.

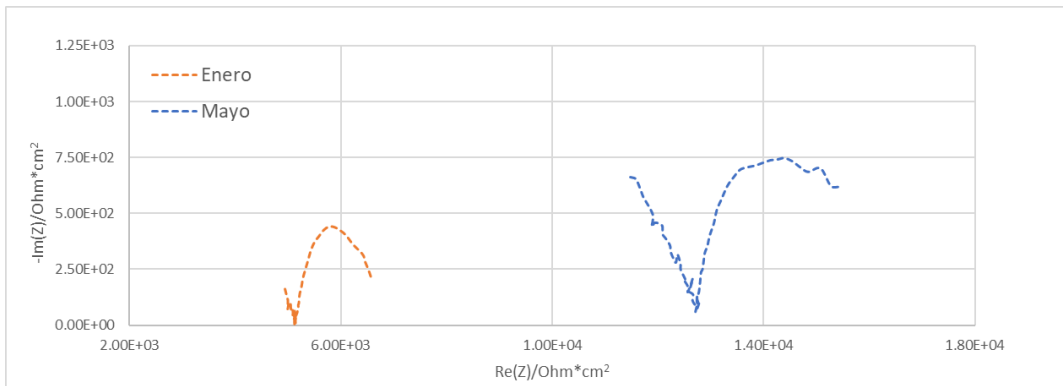


Figura 13. Diagrama de Nyquist obtenido para la varilla con corriente en los meses de enero y mayo.

En la Tabla 10 se presentan los valores de la velocidad de corrosión obtenidos para el sistema de la varilla sometida al proceso de corrosión acelerado en los meses estudiados. En este caso se evidencia un aumento en la R_p del sistema y por consiguiente una disminución de la velocidad de corrosión general durante este período. Esta disminución podría deberse a un aumento o modificación en el comportamiento de la capa de óxido en la superficie del acero, lo que podría obstaculizar el proceso de transferencia de carga en el sistema. Además, la difusión de iones cloruro podría estar fomentando procesos de corrosión localizada, que no es posible medir mediante esta técnica.

Tabla 10. Valores obtenidos mediante EIS para los diferentes parámetros electroquímicos del sistema acero-concreto (varilla con corriente en presencia de cloruros) en los meses de enero y mayo.

	R_p (Ohm*cm ²)	i_{corr} (mA/cm ²)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl) (enero)	6525.92	0.003936	0.46
Losa de 200 kg/cm ² (varilla con corriente c/Cl) (mayo)	15637.94	0.001663	0.019

4. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Los resultados obtenidos de la aplicación de la técnica EIS en los sistemas estudiados, permitieron establecer diferencias en el comportamiento electroquímico de los mismos.

En la Figura 14 se muestran los tres diagramas de Nyquist representativos de cada sistema. En el caso del sistema varilla-concreto recién fabricado, se tiene un arco incipiente formado a altas frecuencias relacionado con la resistencia de la matriz de concreto; mientras que a bajas frecuencias se observa una línea recta con pendientes mayores a 1 (45°), lo que indica que la cinética de la interface está controlada por la difusión de especies en dicha región. Este comportamiento es característico para sistemas bajo condiciones de pasividad, tal como los resultados presentados por Kim y colaboradores [12]. Estos sistemas poseen por lo general resistencias a la polarización muy elevadas en el orden de los $M\Omega$ y velocidades de corrosión pequeñas como se aprecia en la Tabla 11. En este sistema (recién fabricado), el concreto mantiene las condiciones ideales para la estabilidad de la capa pasiva que se forma sobre la superficie del acero de refuerzo durante el proceso de curado y protege a las varillas del proceso

de corrosión; sin embargo, a medida que aumentan los procesos difusivos de iones como los Cl^- y otros elementos a través del concreto comienza un proceso de corrosión en las varillas debido a modificaciones en película pasiva sobre la superficie del acero, por lo que la resistencia a la polarización disminuye considerablemente, aumentando así la velocidad de corrosión del sistema.

Para procesos de corrosión intermedia como es el caso de la varilla en concreto sin corriente y en presencia de cloruros, se registra la disminución de la resistencia óhmica, asociada a la matriz del concreto, probablemente debido a la difusión de iones cloruro al interior de la misma; mientras que, a bajas frecuencias, comienza la incipiente formación de un medio arco, asociado a la posible formación de capas de óxidos superficiales en la varilla bajo estudio.

Finalmente, para el proceso de corrosión inducida por la corriente, representado por la varilla en concreto con corriente y en presencia de cloruros, adicionalmente a la disminución del valor de resistencia óhmica de la matriz de concreto, resalta la presencia de un semicírculo a bajas frecuencia con valores de capacitancia del orden de cientos $\mu\text{F}/\text{cm}^2$. Esta capacitancia, permite identificar modificaciones en el comportamiento de las películas superficiales formadas en la varilla del concreto, mismas que serán analizadas una vez que termine la fase experimental, y se tenga acceso a los óxidos formados para ser caracterizados.

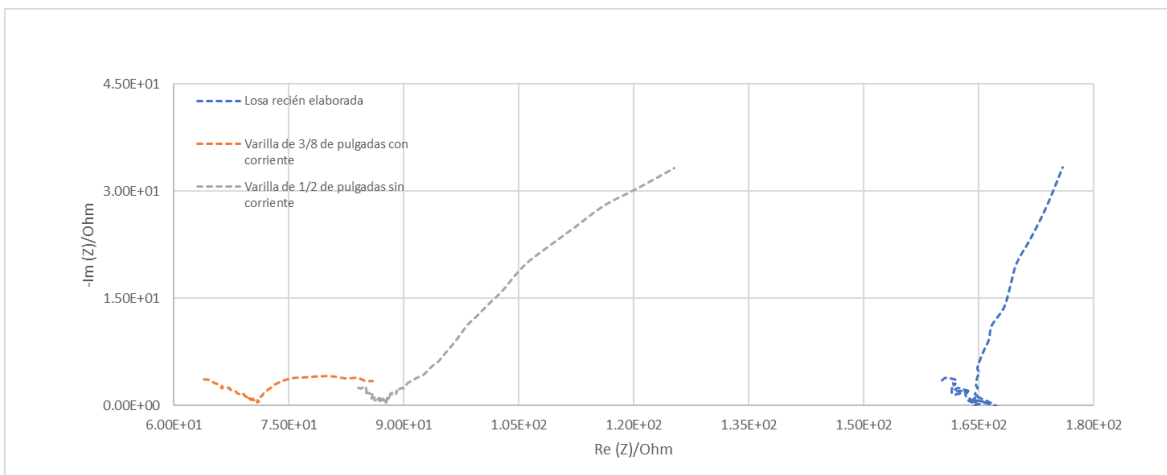


Figura 14. Comparación entre los tres sistemas (losa recién fabricada, con la varilla sin corrosión, la varilla con un proceso de corrosión identificado, y la varilla severamente corroída analizados en el mes de mayo.

A medida que aumenta el proceso de degradación por la corrosión de la varilla de refuerzo, en el sistema aumenta el valor de la capacitancia de la doble capa, permitiendo un mayor paso de la corriente en la interfaz y aumentando así el proceso de corrosión del acero de refuerzo. En la Figura 15 se pueden apreciar mayores valores de la C_{dl} para la varilla de acero con corriente, la cual presenta la mayor velocidad de corrosión, mientras que el menor valor de este parámetro fue obtenido para el sistema recién fabricado.

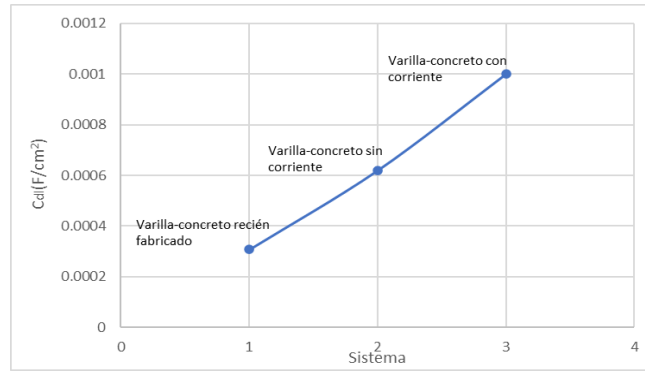


Figura 15. Valores de la capacitancia de la doble capa para los tres sistemas estudiados en el mes de mayo.

Para el sistema varilla-concreto en presencia de cloruros y con corriente, la resistencia a la polarización presenta valores en el intervalo de los $k\Omega$, siendo la velocidad de corrosión de varios órdenes de magnitud mayor en comparación con sistemas de concreto recién fabricados.

Tabla 11. Valores de los diferentes parámetros electroquímicos para los tres sistemas estudiados en el mes de mayo.

	Rp (Ohm*cm ²)	i _{corr} (mA/cm ²)	CR (mm/y)
Losa de 200 kg/cm ² recién fabricada	2340106.41	2.22E-5	0.00026
Losa de 200 kg/cm ² (varilla de 1/2" sin corriente c/Cl)	49694.15	0.0005232	0.0061
Losa de 200 kg/cm ² (varilla de 3/8" con corriente c/Cl)	15637.94	0.001663	0.019

5. CONCLUSIONES

Los diagramas de Nyquist generados durante la aplicación de la técnica EIS permitieron establecer las diferencias entre el comportamiento electroquímico de los sistemas estudiados, distinguiendo entre el sistema varilla concreto de la losa recién fabricada (pasivada o sin corrosión); la varilla sin corriente en presencia de cloruros (medianamente corroída) y la varilla con corriente y en presencia de cloruros, (severamente corroída).

Los resultados de impedancia se ajustaron al modelo de circuito eléctrico equivalente de John [10], estableciendo los principales componentes eléctricos que representan el comportamiento electroquímico en la interface acero-concreto; así como cada una de las resistencias que componen la resistencia a la polarización en los tres sistemas estudiados: varilla-concreto de la losa recién fabricada (pasiva o sin corrosión); la varilla sin corriente en presencia de cloruros (medianamente corroída) y la varilla-concreto con corriente y en presencia de cloruros, (severamente corroída).

Las variaciones en los valores de capacitancia, obtenidos del modelo considerado, permiten inferir la formación y/o cambio en el comportamiento de las películas formadas en la superficie de la varilla, en función del tiempo.

Los valores de Rp obtenidos permitieron estimar las velocidades de corrosión de los sistemas estudiados, obteniéndose valores menores de este parámetro a medida que aumenta el proceso corrosión en el sistema varilla concreto.

Las perturbaciones en voltaje aplicadas durante la técnica de EIS, no son permanentes y una vez que se dejan de aplicar el sistema regresa a su condición original, por lo que esta metodología se vislumbra como una poderosa herramienta no destructiva que podría implementarse en estructuras en funcionamiento para evaluar la degradación de concreto armado en función de la velocidad de corrosión de la varilla.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen tanto al Consejo Nacional de Humanidades, Ciencias y Tecnologías (CONAHCYT), como al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), por el soporte recibido para la realización de este trabajo; y al Ing. Julio Cesar Zenteno Suárez por su colaboración en el Laboratorio de Técnicas de Materiales del ININ.

REFERENCIAS

- [1] B. P. Hohmann, T. C. Esselman, and J. J. Wall, "Irradiated Concrete in Nuclear Power Plants: Bridging the Gap in Operational Experience," Art. no. IAEA-CN--194, 2012, Accessed: Jun. 10, 2021. [Online]. Available: http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:43070885
- [2] S. Mirhosseini, M. A. Polak, and M. Pandey, "Nuclear radiation effect on the behavior of reinforced concrete elements," *Nucl. Eng. Des.*, vol. **269**, pp. 57–65, 2014, doi: 10.1016/j.nucengdes.2013.08.007.
- [3] "Report on Aging of Nuclear Power Plant Reinforced Concrete Structures (NUREG/CR-6424)," *NRC Web*. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6424/index.html> (accessed Jun. 10, 2021).
- [4] "Nuclear Energy Agency (NEA) - Report of the task group reviewing national and international activities in the area of ageing of nuclear power plant concrete structures, 1996." https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_16082/report-of-the-task-group-reviewing-national-and-international-activities-in-the-area-of-ageing-of-nuclear-power-plant-concrete-structures-1996 (accessed Jun. 10, 2021).
- [5] A. Amirudin and D. Thieny, "Application of electrochemical impedance spectroscopy to study the degradation of polymer-coated metals," *Prog. Org. Coat.*, vol. **26**, no. 1, pp. 1–28, Aug. 1995, doi: 10.1016/0300-9440(95)00581-1.
- [6] J. González-Velasco, "1.1. Espectroscopía de impedancia electroquímica (EIS)," 2012.
- [7] "Manual EIS IMP UNAM para Estudiar | PDF | Impedancia eléctrica | Resistencia Eléctrica y Conductancia," *Scribd*. <https://es.scribd.com/document/171037479/Manual-EIS-IMP-UNAM-Para-Estudiar> (accessed Jul. 12, 2023).
- [8] "Ensayo de impedancias (EIS) - "Caracterización de la corrosión" <https://1library.co/article/ensayo-impedancias-eis-caracterizaci%C3%B3n-corrosi%C3%B3n.yng1x5jz> (accessed Jul. 12, 2023).
- [9] K. K. Sagoe-Crentsil, F. P. Glasser, and J. T. S. Irvine, "Electrochemical characteristics of reinforced concrete corrosion as determined by impedance spectroscopy," *Br. Corros. J.*, vol. **27**, no. 2, pp. 113–118, Jan. 1992, doi: 10.1179/000705992798268774.
- [10] D. G. John, P. C. Searson, and J. L. Dawson, "Use of AC Impedance Technique in Studies on Steel in Concrete in Immersed Conditions," *Br. Corros. J.*, vol. **16**, no. 2, pp. 102–106, Jan. 1981, doi: 10.1179/000705981798275002.
- [11] P. Garcés, M. C. Andrade, A. Saez, and M. C. Alonso, "Corrosion of reinforcing steel in neutral and acid solutions simulating the electrolytic environments in the micropores of concrete in the propagation period," *Corros. Sci.*, vol. **47**, no. 2, pp. 289–306, Feb. 2005, doi: 10.1016/j.corsci.2004.06.004.
- [12] J. Kim, K.-T. Park, and T. H. Kwon, "Influencing Factors of Steel States in Concrete Based on Electrochemical Impedance Spectroscopic Measurements," *Appl. Sci.*, vol. **12**, no. 24, Art. no. 24, Jan. 2022, doi: 10.3390/app122412611.
- [13] D. Koleva, K. Breugel, J. H. W. Dewit, A. L. A. Fraaij, and N. Boshkov, "Reinforced Concrete the Evaluation of Corrosion and Cathodic Protection in Application of Electrochemical Impedance Spectroscopy in," *ECS Trans.*, vol. **2**, Feb. 2007, doi: 10.1149/1.2408979.
- [14] "EIS – Other Physical Phenomena," *Ebrary*. https://ebrary.net/182302/engineering/physical_phenomena (accessed Jul. 12, 2023).
- [15] X. Hu, C. Shi, X. Liu, J. Zhang, and G. de Schutter, "A review on microstructural characterization of cement-based materials by AC impedance spectroscopy," *Cem. Concr. Compos.*, vol. **100**, pp. 1–14, Jul. 2019, doi: 10.1016/j.cemconcomp.2019.03.018.

Track 4

Medio Ambiente, Aceptación Pública y Aplicaciones No Energéticas

Evaluación del efecto adverso del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la viabilidad de células estromales en co-cultivo con células de cáncer de próstata

Cintya Fabiola Herrera García, Consuelo Letechipía de León y Valeria Areli Cabral Venegas
Universidad Autónoma de Zacatecas

Jdn. Juarez N°147, Centro histórico, 98000 Zacatecas, Zacatecas, México.
cintyafhg77@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 Marqueza, México.
erica.azorin@inin.gob.mx

Resumen

El cáncer de próstata es un tumor maligno que se desarrolla en la glándula prostática y que no presenta síntomas específicos en sus etapas iniciales. Debido a ello y a múltiples factores, presenta una alta tasa de letalidad en la población mexicana. En adición con la alta incidencia de esta enfermedad en varones y de los riesgos severos que conlleva, se considera de vital importancia la generación continua de nuevas alternativas de tratamiento. De acuerdo a estudios recientes, una de las alternativas más favorables para tratar la enfermedad es la administración de radiofármacos selectivos como el ^{177}Lu -iPSMA. Ésta molécula, producida en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, se encuentra bajo estudios clínicos, presentando la posibilidad de un tratamiento efectivo ya que irradia el tejido blanco de forma homogénea. Dentro de los estudios necesarios para que el radiofármaco se considere seguro, se encuentra la determinación de posibles efectos adversos en tejido cercano a la próstata. Con base a lo anterior, el objetivo de este estudio fue el de determinar la viabilidad de células de tejido estromal en co-cultivo con células LNCaP tratadas con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA, para evaluar el posible efecto adverso del radiofármaco. De manera general, se observó la disminución en el porcentaje de viabilidad de ambas líneas celulares, sin embargo no se encontró una correlación significativa que indique que la viabilidad de las células no blanco fue afectada por la radiación emitida por el radiofármaco presente en la membrana de las células cancerígenas, o bien, de la interacción de estas con el medio, y por consecuencia, con la línea celular analizada. Este resultado es favorecedor ya que podría indicarnos que el radiofármaco es lo suficientemente específico para no causar efectos secundarios significativos en las células que no contienen el receptor de membrana PSMA, o bien, que la dosis utilizada es lo suficientemente baja para ser segura en los tejidos que se encuentran cerca de las células blanco.

1.

INTRODUCCIÓN

A nivel mundial el cáncer de próstata es la segunda causa de cáncer y la quinta causa de muerte en hombres. En México la mortalidad por cáncer de próstata se ha incrementado en las últimas dos décadas y actualmente constituye la principal causa de muerte por cáncer en el hombre adulto [1]. Debido a la alta incidencia de esta enfermedad en varones y de los riesgos severos que conlleva, es de vital importancia la generación continua de nuevas alternativas de tratamiento. Una de ellas es la terapia con radiofármacos selectivos, entre los cuales se encuentra el ^{177}Lu -iPSMA. Dentro de los estudios necesarios para que el radiofármaco se considere seguro, se encuentra la determinación de posibles efectos adversos en tejido cercano a la próstata, por lo cual, el objetivo de este estudio fue el de determinar la viabilidad de células de tejido estromal en co-cultivo con células LNCaP tratadas con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA para evaluar el posible efecto adverso del radiofármaco.

2. RADIOFÁRMACO ^{177}Lu -iPSMA

El ^{177}Lu -iPSMA es el análogo terapéutico de $^{99\text{mTc}}$ -iPSMA desarrollado en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) y el Instituto Nacional del Cáncer de la Ciudad de México, México.

El ^{177}Lu es un candidato ideal para el radiomarcado de fármacos por sus características favorables en terapia radionuclídica usando blancos moleculares específicos. La ventaja que posee respecto a los emisores alfa es el efecto de fuego cruzado dado por las partículas, que permite la irradiación de tejido tumoral en forma homogénea incluso en regiones donde el radiofármaco no se acumula. Debido a esto, la investigación y diseño de nuevos radiofármacos basados en ^{177}Lu ha tenido un elevado crecimiento durante la última década [2].

En los pacientes con cáncer de próstata se encuentra una molécula blanco muy importante denominada antígeno de membrana específico de próstata (PSMA), ésta es una metalopeptidasa sobreexpresada predominantemente en células de cáncer de próstata. La aplicación terapéutica de inhibidores PSMA marcados con ^{177}Lu ha mostrado un decrecimiento de más del 50% en los niveles de antígeno prostático y un incremento significativo en el incremento de supervivencia del 70% de los pacientes con cáncer prostático metastásico [3].

3. ESTROMA PROSTÁTICO

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 [4].

3.1. Fibroblastos

Los fibroblastos representan la población celular más estudiada y caracterizada del mesénquima prostático. En condiciones fisiológicas, los fibroblastos supervisan la homeostasis de la matriz extracelular (ECM) y el tejido conectivo, y también están involucrados en los procesos de reparación de tejidos. Los fibroblastos son una población activa dentro del microambiente estromal, capaces de responder a diversos estímulos fisiológicos y patológicos adaptando su fenotipo y comportamiento [5].

2.1.1. Fibroblastos en Cáncer de próstata

En comparación con el estroma normal, el estroma reactivo asociado al cáncer prostático se caracteriza por una mayor proporción de fibroblastos y miofibroblastos, mostrando una mayor expresión de vimentina, alfa-SMA, FAP, proteína 1 específica de fibroblastos (FSP-1) y desmina, contrarrestado por la pérdida de células de músculo liso (SMC) diferenciados y por la remodelación de ECM, aumento de la producción de tenascina y colágeno tipo 1. El estroma reactivo es una fuga activa para las modificaciones estructurales, bioquímicas y biomecánicas de la ECM alrededor de los focos del cáncer [5].

4.

METODOLOGÍA

4.1. Cultivo Celular

Se utilizaron las líneas celulares LNCaP y fibroblastos dérmicos aislados de biopsias de piel. Se mantuvieron en medio RPMI-1640 (LNCaP) y DMEM-F12 (fibroblastos) suplementado con suero bovino fetal (10%) y una solución de antibióticos y antimicóticos (1%) a 37°C en 5% de CO₂. Se permitió el crecimiento y división celular evaluando la densidad celular de los cultivos por debajo del 90%. Las células fueron despegadas de la botella de cultivo por métodos enzimáticos y se verificó que el porcentaje de viabilidad fuese mayor al 85% a través del ensayo por exclusión de azul de tripán.

4.2. Tratamiento con el Radiofármaco

Las células LNCaP fueron despegadas de la botella de cultivo por métodos enzimáticos y se transfirieron a tubos Ependorf. Posteriormente se llevaron a centrifugar y se desechó el sobrenadante. Se tomó una concentración de 100,000 células por μ l y se añadió el radiofármaco (5mCi de actividad total) y se llevó a agitación por 1 hora. Posteriormente se llevaron las células tratadas a su encapsulación en perlas de alginato para su posterior incubación.

4.3. Encapsulación de Alginato

Para llevar a cabo el proceso de encapsulación se re-suspendieron los botones celulares de LNCaP y Fibroblastos (por separado) en 1 volumen de solución de EGTA y se mezclaron con 2 volúmenes de una solución de alginato al 1.2%. Se cargó con la solución de alginato y las células a una jeringa estéril con una aguja de 21 G, retirando el émbolo. Se insertó suavemente el émbolo en la jeringa para dispensar con cuidado la solución de células de alginato gota a gota en un vaso de precipitado con un contenido de 30 ml de la solución de calcio. La suspensión de células de alginato gelificó al contacto con el CaCl_2 formando perlas esféricas. Éstas se mantuvieron en la solución de calcio durante 5 min. Finalmente, se retiró con cuidado la solución de calcio con una pipeta Pasteur y se lavaron las perlas dos veces con 3-5 ml de M199 enriquecido con 20 % de FBS. Se llevó a medición a las perlas de células LNCaP y se determinó que la actividad total que permaneció en cada perla fue de $0.68\mu\text{Ci}$.

Se transfirieron las perlas de alginato a pozos de cultivo celular con una espátula estéril acomodando dos perlas por pozo, una de células LNCaP (tratadas con radiofármaco) y una de Fibroblastos. Se añadió medio RPMI-1640 y se llevaron a incubar a 37°C en 5% de CO_2 durante 24, 48 y 72 horas.

4.4. Conteo Celular

Para la determinación de la viabilidad de las células se añadió a las perlas calceína ($1\mu\text{M}$) y yoduro de propidio (1mg/ml) los cuales marcan las células vivas y las células muertas respectivamente. Se llevaron a observación y conteo en un microscopio de epifluorescencia (ImageXpress Micro XL, Molecula Devices) del departamento de Fisiología Celular de la UNAM, en donde se tomaron fotografías de 4-6 campos por cada perla a las 24, 48 y 72 horas después del tratamiento. Posteriormente las imágenes se llevaron a observación y conteo en el programa analítico Fiji.

5.

RESULTADOS

El cultivo tridimensional de las líneas LNCaP y FB en el mismo pozo se observó con la siguiente configuración (Fig. 1) en donde se identificó la perla correspondiente a cada línea celular de acuerdo a su concentración celular.

Posterior a la tinción con calceína y yoduro de propidio se identificaron y cuantificaron las células vivas en color verde y las células muertas en color rojo con la toma de imágenes en el microscopio de epifluorescencia (Fig. 2). Dicho conteo se realizó por triplicado en cada espacio de 24 horas durante 72 horas.

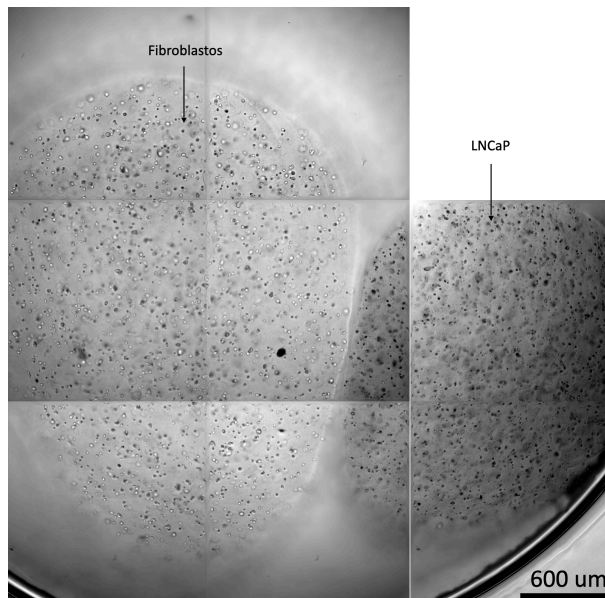


Figura 1. Pozo con dos perlas de alginato con Fibroblastos (izquierda) y LNCaP (derecha) en medio de cultivo (campo claro a 10X).

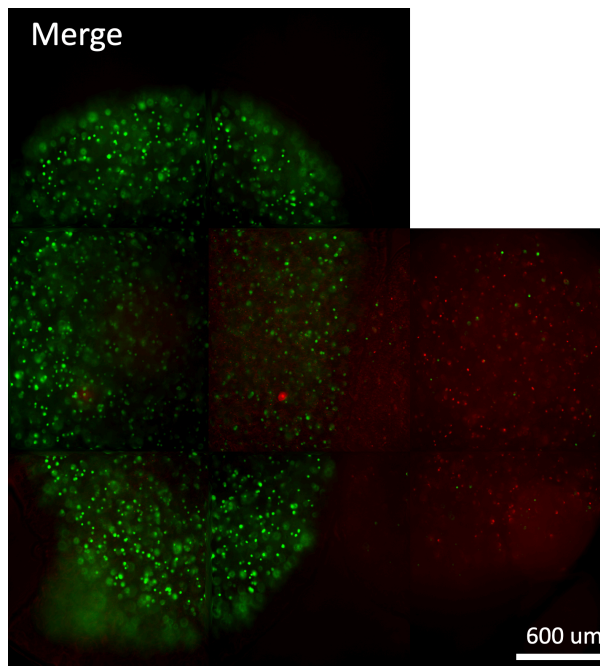


Figura 2. Pozo con dos perlas de alginato con Fibroblastos (izquierda) y LNCaP (derecha) en microscopio de epifluorescencia con las tinciones Calceína y Yoduro de propidio.

En la tabla que se muestra a continuación (Tabla I) se observan los resultados del conteo de células para determinar la viabilidad de las líneas celulares LNCaP y Fibroblastos en co-cultivo tratadas con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en un modelo tridimensional a las 24, 48 y 72 horas después de tratamiento y en la Fig.3 el gráfico correspondiente.

Tabla I. Conteo de células vivas

	24 hr		48 hr		72 hr	
% de Viabilidad	LNCaP	Fibroblastos	LNCaP	Fibroblastos	LNCaP	Fibroblastos
Exp 1	71.43	76.12	80	75.41	69.64	75
Exp 2	61.43	62.79	83.91	79.78	54.84	68.33
Exp 3	10.83	71.24	79.10	70.00		
Promedio	47.90	70.05	81.00	75.06	62.24	71.67

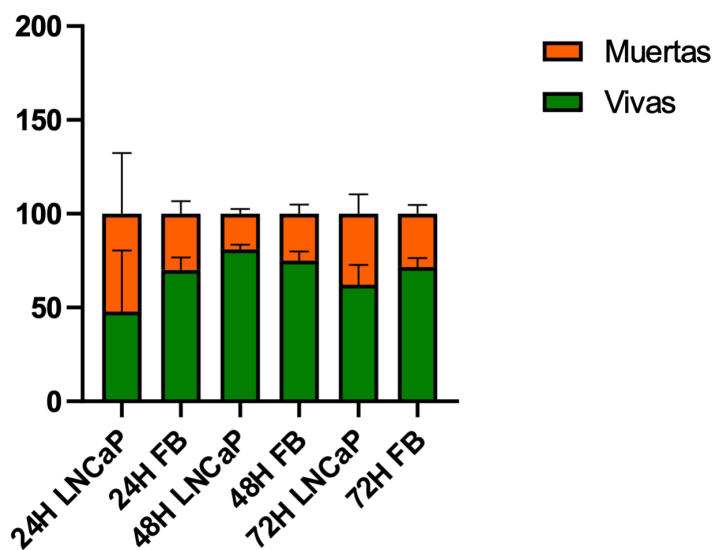


Figura 3. Viabilidad de las líneas LNCaP y FB a 24, 48 y 72 horas después del tratamiento con el radiofármaco

6.

CONCLUSIONES

En el análisis de viabilidad de las células estromales no blanco (fibroblastos) en co-cultivo con las células de cáncer de próstata (LNCaP) tratadas con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA, se observó que no hay una correlación entre la disminución en la viabilidad de las células estromales y la exposición a las células blanco que fueron irradiadas. Esto indica que a pesar de que los fibroblastos se encontraron durante 72 horas en cercanía de células que contenían aún en su membrana al radiofármaco y que se encontraban en proceso de apoptosis, no hubo un efecto

significativo causado por la radiación liberada por el radiofármaco ni por los productos secretados al exosoma por las LNCaP.

Estos resultados indican que la dosis de radiación utilizada mediante el ^{177}Lu -iPSMA es segura para las células cercanas a las células blanco durante 72 horas, periodo suficiente para que en un escenario clínico, el organismo tenga oportunidad de metabolizar y desechar al radiofármaco sin causar daños significativos a otros tejidos. Sin embargo, es necesario analizar dicho efecto en distintos tipos de líneas celulares además de un estudio con variabilidad de dosis para establecer con mayor certeza que el ^{177}Lu -iPSMA causa significativamente menores efectos secundarios que otros tipos de radioterapia y que por consecuencia es seguro para su uso clínico.

AGRADECIMIENTOS

A la Universidad Autónoma de Zacatecas en donde se realizó este proyecto de investigación en colaboración con el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, en especial a la Dra. Erika Patricia Azorín Vega del Laboratorio Nacional de Investigación y Desarrollo de Radiofármacos.

A la Universidad Nacional Autónoma de México, departamento de Fisiología Celular en donde se realizó la observación y conteo de células.

REFERENCIAS

1. Islas P. Laura y col., “Epidemiología del cáncer de próstata, sus determinantes y prevención”, *Journal of Negative and no Positive Results*, **5(9)**, p. 1010-1022 (2020).
2. Sánchez G. María F., “Diseño y optimización del proceso de producción del radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-Nal³-Octreótido para el tratamiento de tumores gastroenteropancreáticos” Universidad Autónoma del Estado de México. Facultad de Química. Toluca (2013).
3. Santos C. Clara y col., “ ^{177}Lu -DOTA-HYNIC-Lys(Nal)-Urea-Glu: Biokinetics, Dosimetry, and Evaluation in Patients with Advanced Prostate Cancer”, *Contrast Media & Molecular Imaging*, **2018**, p. 1-10 (2018).
4. Concepción Lara. y col., “Sarcoma del estroma prostático en un paciente de 20 años de edad”, *Archivos Españoles de Urología*, **58(9)**, p. 947-949 (2005).
5. Pederzoli F. et al., “Stromal cells in prostate cancer pathobiology: friends or foes?”, *Cellular and Molecular Biology*, **128**, p. 930-939 (2022).

Estudio de radiactividad gamma en muestras de suelo y jales mineros del municipio de Concepción del Oro, Zacatecas

*Juan Carlos Vargas-Saldivar, Edmundo Escareño-Juarez, Carlos Ríos-Martínez
Valentín López-Román y Daniel Hernández-Ramírez*
Unidad Académica de Estudios Nucleares, U.A.Z

Calle Ciprés No. 10, Frac. La peñuela; Zacatecas, México, C.P. 98068

Juan.car1995@hotmail.com; edmundo.escareno@uaz.edu.mx; crios@uaz.edu.mx; valeopz1@gmail.com; dhernandez@uaz.edu.mx

Resumen

La radiactividad natural es el principal contribuyente de la dosis de radiación que recibimos los seres humanos y es omnipresente. La radiación ionizante proviene principalmente de los radionúclidos primordiales, ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th y ^{40}K y sus series de decaimiento, a estos también se les llama materiales radiactivos de origen natural NORM (Naturally Occurring Radioactive Material).

La industria minera modifica las concentraciones naturales de los radioisótopos NORM, transformándose en TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material) debido al procesamiento de los minerales y con esto aumentando el potencial de exposición humana a la radiación ionizante. En el estado de Zacatecas, México, hay una gran cantidad de industrias mineras, algunas desde los tiempos de la colonia que han dejado una estela de contaminación debido a los desechos, jales y escombros producto del procesamiento de los minerales. En el municipio de Concepción del Oro en el estado mexicano de Zacatecas, se explotan oro, plata, zinc, plomo, cobre, entre otros. Con el fin de cuantificar la posible modificación de las concentraciones naturales de los radioisótopos debido a la actividad minera, se muestrearon 13 sitios de las zonas mineras de este municipio, de las cuales 3 corresponden a jales de minas y 10 a suelo no perturbado. Las muestras de suelo y jales se midieron en un sistema de espectrometría gamma de HPGe (germanio hiperpuro) durante 80000 s. Se encontró que la M7 correspondiente a suelo no perturbado contiene un leve incremento de ^{214}Pb , ^{214}Bi y ^{226}Ra . El radionúclido más abundante y presente en todas las muestras es el ^{40}K , seguido del ^{214}Bi y después el ^{234}Th . La muestra que presenta menos actividad es la M3 que corresponde a suelo no perturbado. No existe riesgo radiológico aparente en las zonas muestreadas.

1. INTRODUCCIÓN

La radiación ionizante natural presente en nuestro planeta proviene de muchas fuentes, y genera la mayor parte de la radiactividad que nos rodea. Los radionucleidos primordiales, definidos como radionucleidos presentes desde la formación de la Tierra hace aproximadamente 4.6×10^9 años, desempeñan un papel fundamental en la comprensión de las condiciones geológicas de nuestro planeta a lo largo de toda su historia. La radiactividad iniciada por la desintegración sucesiva de ^{232}Th , ^{235}U y ^{238}U es esencialmente la causa de la presencia de radioisótopos de plomo, polonio, bismuto, astato, radón, francio, radio y protactinio en la Tierra. Debido a su corta vida media con respecto a la escala de tiempo geológico de la Tierra, la desintegración de estos radionúclidos es responsable de una parte significativa de las dosis de radiación proveniente de la radiactividad natural recibida por los seres humanos. La radiación cósmica, que se origina tanto dentro como

fuera de nuestro sistema solar, completa la lista de modos significativos de producción de radiactividad natural en la atmósfera y la litosfera. Nuestras acciones como sociedad afectan la distribución de la radiactividad natural en la Tierra [1].

Los materiales radiactivos naturales, a menudo denominados por el acrónimo NORM, son y siempre han sido parte de nuestro mundo. Nuestro planeta y su atmósfera contienen muchas especies radiactivas naturales diferentes, el hombre y prácticamente todo, vivo o inanimado, contiene NORM (Naturally Occurring Radioactive Material) [2]. Hay isótopos radiactivos en nuestros cuerpos, casas, aire, agua y suelo. La radiactividad ambiental natural debida a la radiación gamma depende de las condiciones geológicas y geográficas y se encuentra en diversas cantidades en los suelos de todo el mundo. Según el Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) alrededor del 80% de las dosis aportadas por el medio ambiente se derivan de los radionúclidos naturales mientras que el 20% restante proviene de los rayos cósmicos y fuentes antropogénicas [3]. Los elementos radiactivos más comunes de vida media larga, uranio (U) y torio (Th), se desintegran lentamente para producir otros elementos radiactivos que a su vez también son radiactivos. Los principales radionúclidos naturales en el medio terrestre y agua, son principalmente el ^{238}U , el ^{232}Th , el ^{40}K y el gas ^{222}Rn . Por otro lado, TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material) es el acrónimo utilizado para "materiales radiactivos naturales tecnológicamente incrementados". Esto significa que los materiales radiactivos de origen natural se han concentrado o expuesto al medio ambiente accesible como resultado de actividades humanas como la manufactura, la extracción de minerales o el procesamiento de agua. "Incrementado tecnológicamente" significa que las propiedades radiológicas, físicas y químicas del material radiactivo se han modificado por haber sido procesados, beneficiados o alterados de una manera que aumenta el potencial de exposición humana y/o ambiental. La minería es una industria TENORM [4].

Se puede encontrar en el medioambiente trazas de otras sustancias radiactivas antropogénicas, como por ejemplo el cesio. Los radionúclidos de cesio se producen en reacciones de fisión nuclear. La liberación de radionúclidos de cesio en el medio ambiente es consecuencia de la generación de energía nuclear, pero sobre todo debido a los accidentes nucleares como el de Chernóbil y a la detonación de bombas atómicas. Los radioisótopos de cesio, principalmente ^{134}Cs y ^{137}Cs , están presentes en aguas y suelos [1].

La minería en el estado de Zacatecas ha sido el pilar en el desarrollo económico, debido a ello se fundaron los centros de población como: Zacatecas, Fresnillo, Concepción del Oro, etc., se presentan una gran diversidad de tipos de yacimientos minerales, que apoyan al desarrollo industrial y más recientemente como consecuencia del incremento en la cotización de los metales ha sido un factor importante para el aumento de la actividad minera, destacando importantes minas localizadas dentro de los Distritos Mineros: Concepción del Oro, Mazapil, Fresnillo, Miguel Auza, Ojocaliente, Sombrerete, Chalchihuites, Pinos y Zacatecas [5].

El municipio de Concepción del Oro en el Estado de Zacatecas tiene una tradición minera desde tiempos de la colonia. Actualmente se siguen explotando los minerales como oro, plata, zinc, plomo, cobre [5].

La explotación de minerales siempre deja una secuela de contaminación química y alteración de los constituyentes naturales del suelo. La concentración natural de radionúclidos en suelo se ve alterada con la industria minera, ya que es una industria TENORM, por lo que es muy importante

el monitoreo constante de las concentraciones de los radionúclidos en suelo para protección de los trabajadores mineros, de la población y del medioambiente [5].

2. ÁREA DE ESTUDIO

El Municipio de Concepción del Oro es uno de los 58 municipios en que se encuentra dividido el estado de Zacatecas, México; se encuentra al norte del estado y su cabecera es la ciudad de Concepción del Oro (Figura. 1). El municipio de Concepción del Oro se encuentra localizado en el extremo noreste del estado de Zacatecas, entre las coordenadas $24^{\circ} 05'$ - $24^{\circ} 49'$ de latitud norte y $100^{\circ} 59'$ - $101^{\circ} 29'$ de longitud oeste y tiene una extensión territorial de 2,559 kilómetros cuadrados que representan el 3.4% de la extensión total del estado. Debido a su ubicación geográfica, este municipio cuenta con grandes yacimientos de oro, hierro y plata, cabe destacar que gran parte del oro que se extrajo durante el virreinato, sirvió para financiar las guerras de España con Inglaterra, debido a esto, una parte importante de este metal se encuentra en el tesoro inglés, también en países como China y algunas naciones árabes como Egipto. [5]



Figura 1. Ubicación del municipio de Concepción del Oro en el estado de Zacatecas.

En el estado de Zacatecas se tienen un total de 2,700 concesiones mineras vigentes a abril de 2020, las cuales cubren una superficie de 2,386,692.572 has, quedando una superficie estatal libre del 68.29 % y una superficie concesionada del 31.71 % [5].

Las zonas analizadas corresponden a las zonas mineras cercanas a la cabecera municipal de Concepción del Oro, Zacatecas, Figura 2. En la Tabla I se enlistan los tipos de muestras y su ubicación GPS.

Tabla I. Tipos de muestras y ubicación GPS

Numero de muestra	Tipo de muestra	Ubicación GPS
M1	Jales de mina	24°36'43.47"N 101°25'2.83"O
M2	Suelo no perturbado	24°36'42.30"N 101°24'41.21"O
M3	Suelo no perturbado	24°36'20.86"N 101°25'6.19"O
M4	Suelo no perturbado	24°36'46.03"N 101°25'28.32"O
M5	Suelo no perturbado	24°37'17.66"N 101°24'48.55"O
M6	Suelo no perturbado	24°37'3.97"N 101°24'9.92"O
M7	Jales de mina	24°62'00"N 101°41'10"W
M8	Jales de mina	24°60'73"N 101°42'34"W
M9	Suelo no perturbado	24°61'23"N 101°41'14"W
M10	Suelo no perturbado	24°61'23"N 101°41'14"W
M11	Suelo no perturbado	24°60'72"N 101°43'16"W
M12	Suelo no perturbado	24°60'75"N 101°44'12"W
M13	Suelo no perturbado	24°61'10"N 101°44'18"W

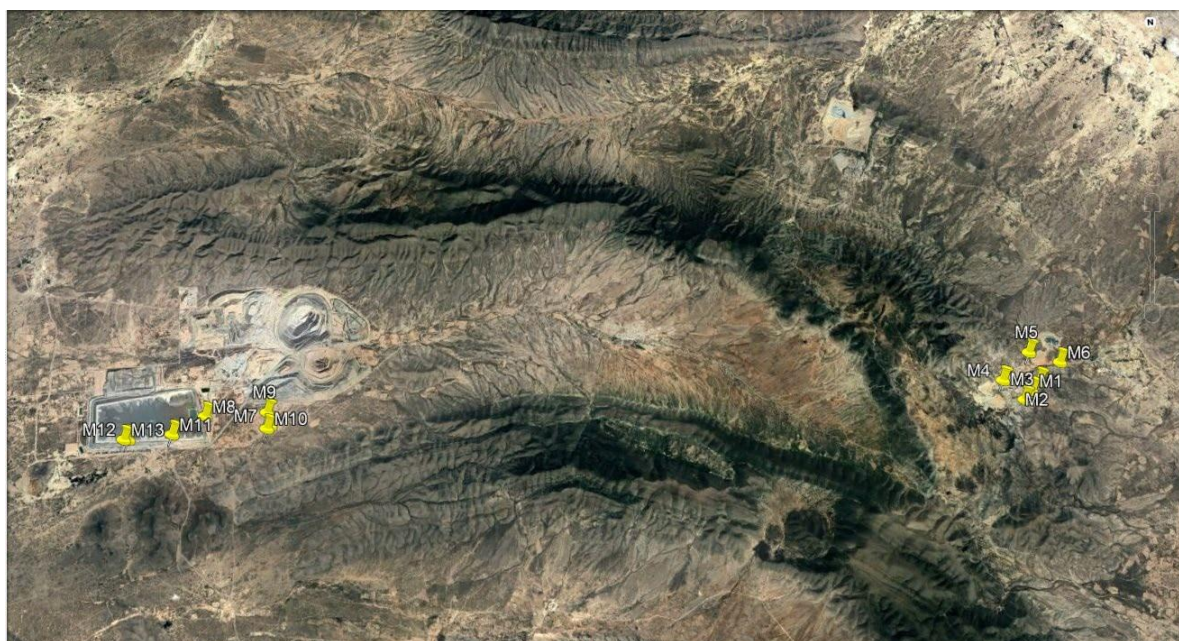


Figura 2. Lugares de muestreo de las zonas muestreadas en Concepción del Oro, Zac.

2.1 Minería en el municipio de Concepción del oro

Según el Panorama Minero del Estado de Zacatecas del Servicio Geológico Mexicano, en la región de Concepción del Oro en este momento se explotan oro (Au), plata (Ag), plomo (Pb), zinc (Zn) y

cobre (Cu) principalmente, con yacimientos del tipo vetas, mantos, brechas, chimeneas, reemplazamiento y cuerpos diseminados. Los principales distritos y zonas mineras actuales son: Peñasquito, Melchor Ocampo, Noche Buena, Providencia y El Salvador. [6]

2.1.1 Proceso minero

Los metales obtenidos por los diferentes métodos de la metalurgia extractiva, por lo general contienen impurezas tales como: otros metales, elementos no metálicos, pequeños restos de escoria y gases disueltos que afectan o favorecen las propiedades del metal o metales de interés. La remoción de tales impurezas es necesaria para permitir que el metal sea trabajado posteriormente.

1. **Lavado.** Se elimina el lodo y material orgánico presentes en algunos minerales.
2. **Trituración.** Disminución del tamaño de los trozos de roca provenientes de la mina.
3. **Molienda.** Reducción del tamaño de partículas relativamente gruesas dejadas por la trituración.
4. **Homogenización.** Mezcla de la molienda para compensar las variaciones de la granulometría y composición química.
5. **Clasificación.** Separación de una mezcla en dos o más fracciones en base al tamaño.
6. **Concentración.** Separación del mineral o metal útil de la ganga.
7. **Gravimétrica.** Aprovecha la diferencia de densidades del material a separar, utiliza una gran cantidad de agua.
8. **Flotación.** Utiliza un proceso físico-químico complejo (reactivos) para la separación de material.
9. **Magnética.** Se vale de la atracción de ciertos minerales hacia un campo magnético.
10. **Transformación:** modificación mecánica o química del mineral extraído y beneficiado a través de un proceso industrial, después del cual resulta un producto diferente y no identificable con el mineral en su estado natural.
 - **Hidrometalurgia.** Recuperación de los metales de sus menas o de sus concentrados, disolviéndolos mediante algún reactivo para luego precipitarlo (lixiviación).
 - **Pirometalurgia.** Se utiliza calor para la obtención de los metales (tostación, calcinación, coquización, fundición, cocción, secado, refinación, etc.).
 - **Biometalurgia.** Obtención del metal mediante un proceso confiado a la acción de bacterias.
11. **Electrometalurgia.** Trata la extracción y refinación de los metales por el uso de la corriente eléctrica (proceso electrolítico o electrólisis).
12. **Otros procesos post-mineros:** El producto minero, tal como sale de cantera o de la planta de beneficio, si no es de carácter metálico, a menudo necesita otros tratamientos antes de ser aprovechable, por ejemplo, el petróleo necesita el refino; las rocas industriales necesitan corte y tratamientos de la superficie de corte; expansión térmica de perlita o vermiculita para obtener áridos ligeros, calcinación de la caliza para obtener cal ($\text{CaCO}_3 + \text{calor} \rightarrow \text{CaO} + \text{CO}_2$), entre muchos otros.
13. **Operaciones auxiliares.** Aquellas operaciones que sirven de apoyo al proceso de beneficio y transformación de minerales en cuanto a su manejo, almacenamiento, transporte y empaque o despacho a granel según sea el caso [7].

2.1.2 Jales mineros

Los jales son los apilamientos de material molido que queda después de que los minerales de interés han sido extraídos de las rocas que los contienen. En estos materiales van restos de los minerales que no se pudieron recuperar, partículas de los reactivos que se utilizaron para separar el mineral de la roca, la misma roca que contenía la mineralización (roca de caja) y otros elementos que se concentran en montones denominados presas de jales [7].

3. MATERIALES Y METODOS

3.1 Sistema de detección GeRe 3522

Para la medición de las muestras se utilizó un detector marca Canberra tipo n, con una geometría de electrodo inverso coaxial de extremo cerrado, con resolución de 1.83 KeV FWHM a 1.33 MeV, Una eficiencia relativa de 35 %.

Fabricante	Canberra
Material	Germanio intrínseco tipo n
Geometría	Electrodo inverso coaxial de extremo cerrado
Resolución	1.83 KeV FWHM a 1.33 MeV
Eficiencia	eficiencia relativa de 35 %
Características físicas	Diámetro de 60.5 mm Longitud de 66 mm Ventana del detector de 0.5 mm
Voltaje de operación	3000 volts
Software de adquisición y análisis	Genie 2000
Fuentes de calibración	Estándar multinúcleo certificado en actividad en volumen de 500 mL de agua preparado en el CREN

3.2 Geometría Marinelli

El uso de recipientes de Marinelli en aplicaciones de espectroscopia gamma permite obtener mayores eficiencias de detección geométrica colocando el volumen de la muestra en las proximidades del detector. Los recipientes de Marinelli se utilizan ampliamente en los laboratorios para medir muestras sólidas y líquidas llenándolos con la cantidad correcta de muestra, colocando el recipiente Marinelli encima de un detector de germanio (Ge) y estudiando los espectros gamma. La propiedad inherente del principio de diseño de este recipiente lo convierte en una opción privilegiada en un laboratorio de radioquímica o bioensayo. En general, para aumentar la eficiencia del detector, se coloca el volumen máximo de muestra más cercano a la superficie del detector para obtener el número máximo de fotones que detectará el detector antes de que se pierdan por auto atenuación o se dispersen fuera del rango de detección. Durante las mediciones de muestras consecutivas con un recipiente, pueden producirse errores significativos por las siguientes razones: (i) el volumen de la muestra varía de una medición a otra, (ii) la altura de la muestra dentro del recipiente varía de una medición a otra, (iii) la radiactividad no se distribuye uniformemente en

todo el volumen de la muestra y (iv) la densidad no se distribuye uniformemente. Las diferencias en las densidades de las muestras pueden introducir importantes errores de auto atenuación figura 3 [8].

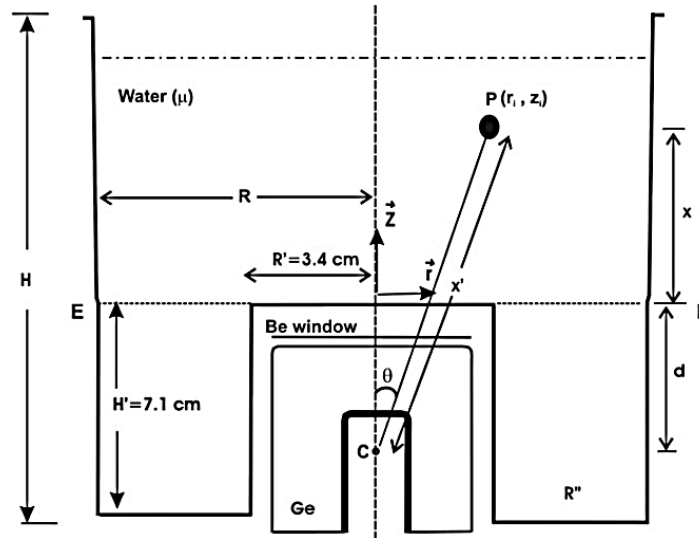


Figura 3. Diagrama esquemático de la vista en sección transversal de un recipiente Marinelli lleno de una muestra líquida.

3.3 Preparación de las muestras

En el laboratorio, al tener las muestras suficientes a cada una se le coloca en una charola de aluminio para eliminar la humedad en una estufa a 80°C durante 24 horas. Transcurrido este tiempo se coloca la muestra completamente seca en un tamizador automático (Advantech DuraTap, Mod. DT158) por 10 minutos, para fraccionar el tamaño de las partículas de suelo, para luego utilizar las partículas más pequeñas. Con una probeta graduada (Kimax), medimos 500 cm^3 de suelo, esto para que sean uniformes, colocando la muestra según su tamaño separada por el tamiz de la más fina a la más gruesa y golpeando la base de la probeta para eliminar el aire acumulado y tener la certeza de el volumen provisto. Se pesa el Marinelli sin muestra y luego posteriormente se agrega la muestra y se vuelve a pesar, esto con el fin de saber la cantidad de masa de la muestra que se medirá en el detector. Se sella con cinta aislante y se etiqueta con fecha, número de muestra, peso del recipiente y peso total de la muestra, así como el tipo de muestra, jales o suelo no perturbado, según corresponda.

3.4 Calibración en energía.

Un sistema de espectrometría gamma tiene que prepararse para realizar mediciones confiables. Cuando se obtiene un espectro, la imagen expuesta en la pantalla mostrara canales en el eje “x” y el número de cuentas en el eje “y”. Se tendrá que asignar a cada canal la energía correspondiente en KeV. Para calibrar el sistema de medición, se necesita una fuente certificada de varios radioisótopos que se encuentran en una pastilla y que tienen una actividad conocida y la fecha de referencia.

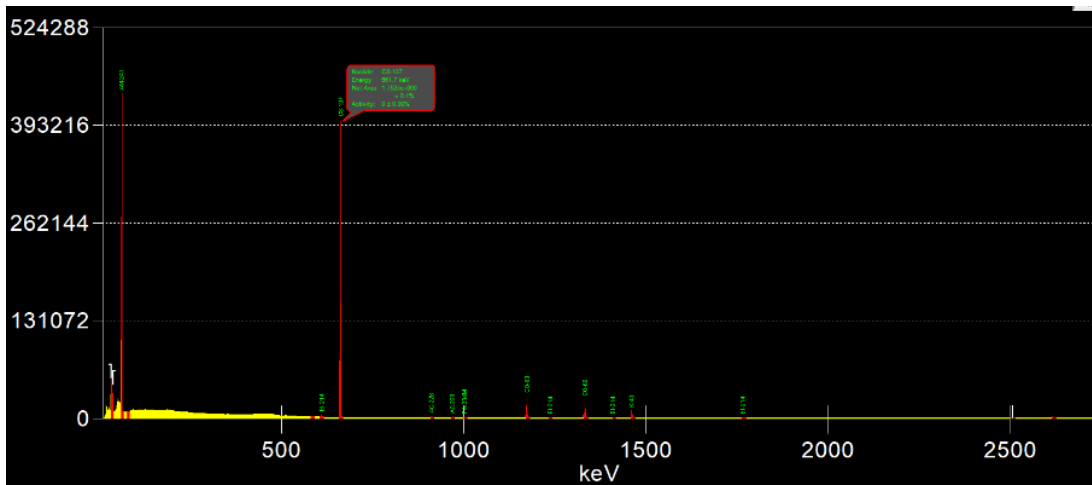


Figura 4. Espectro de una fuente radiactiva certificada empleada para la calibración en energía y eficiencia de nuestro sistema de medición.

Para la calibración en energía y eficiencia del sistema, se deberá emplear una fuente radiactiva con una mezcla de radioisótopos conocidos y de actividad certificada y así poder asignar a cada canal una energía específica. Ver Figura 4. Con esta calibración podremos conocer las energías de los picos de los radioisótopos encontrados en la muestra.

3.5 Calibración en eficiencia

La misma fuente de calibración en energía, es utilizada para calibrar el sistema de detección en eficiencia. Para lo cual se conoce la actividad original de cada uno de los radioisótopos y la fecha de referencia. Así conociendo la actividad actual de cada uno de los radioisótopos de la fuente certificada, se pudo determinar la eficiencia de nuestro sistema de medición. Ver Figura 4.

La ecuación 1 nos muestra la fórmula para calcular la eficiencia (ϵ) de nuestro sistema de detección gamma, empleando una fuente certificada en actividad. Y la ecuación 2 nos muestra como calcular la actividad de la fuente en el momento de la medición [9].

$$\epsilon = \frac{(CT_{fc}) - (CF)}{TC_{fc} A_{fc}} \quad (1)$$

Donde:

CT_{fc} = Cuentas totales de la fuente certificada
 CF = Cuentas de fondo de la fuente certificada
 TC_{fc} = Tiempo de conteo de la fuente certificada
 A_{fc} = Actividad certificada de la fuente [9]

$$A_f = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

Donde:

A_f = Actividad actual en Bq

A_0 = Actividad inicial en Bq

λ = Constante de decaimiento

t = tiempo transcurrido entre la actividad inicial y actual

Con la ecuación 3 se calcula la actividad actual de la fuente certificada para determinar la eficiencia del sistema de detección.

3.6 Medición de las muestras

Para empezar con la medición de las muestras se procede a encender todos los equipos necesarios, en primer lugar, la computadora central desde donde maneja el detector y donde se recibirán los futuros espectros, posteriormente el gabinete que proporciona energía al detector, en este caso de 3950 V con una polaridad negativa; por último, el detector de germanio hiperpuro, al cual se tiene que llenar con nitrógeno líquido con un Dewar para mantener una temperatura estable de -196 °C. Terminado esto se procede a hacer un conteo de fondo, el cual tiene un tiempo de 80000 s, esto para tener en cuenta la radiación natural. Concluyendo todo este proceso, se lleva a cabo la medición de las muestras, las cuales están previamente contenidas y selladas en el marinelli, se colocan dentro del detector y se empieza el conteo desde la computadora, el cual se llevará un tiempo de 80000 segundos. Llegado ese tiempo se obtendrá un espectro con el cual se tomarán los datos necesarios para su estudio, así hasta que todas las muestras pasen por el mismo proceso de medición.

Para calcular la actividad a de cada uno de los radionúclidos se tomó en cuenta la siguiente fórmula para cada uno de ellos:

$$a = \frac{\frac{n_E}{t_E} - \frac{n_B}{t_B}}{\rho_E \cdot \varepsilon_E \cdot m} \quad (3)$$

Donde

n_E = número de cuentas en el área neta del pico en la muestra a una energía E

t_E = tiempo de conteo de muestra en segundos

n_B = número de cuentas en el área neta del pico en el fondo a una energía E

t_B = tiempo de conteo de fondo en segundos

ρ_E = Probabilidad de emisión en E

ε_E = eficiencia en E

m = masa en Kg[9]

4. RESULTADOS

En la tabla II se muestran los resultados de la concentración de actividad obtenidas de todas las muestras medidas con el detector de HPGe para los radioisótopos de ^{234}Th y ^{214}Pb , los cuales

forman parte de la serie de desintegración del ^{238}U . Estos valores se obtienen de la sustracción de la actividad de la muestra, menos la actividad del fondo en Bq.

En la Tabla II se muestran los valores obtenidos de la concentración de actividad del ^{214}Bi que forma parte de la serie del ^{238}U . El bismuto-214 se ve un poco incrementado en las muestras M7 y M13.

Tabla II Emisores gamma pertenecientes a la serie del ^{238}U (Bq/kg).

Número de muestra	^{234}Th 63.9 KeV	^{214}Pb 295.2 KeV	^{214}Pb 351.9 KeV
M1	21.39±3.46	43.13±0.42	42.09±2.38
M2	18.84±3.3	34.64±1.2	35.21±1.9
M3	0.12±0.02	6.13±0.3	6.57±0.52
M4	17.34±3.21	23.75±0.55	24.14±1.4
M5	17±3.19	28.58±0.96	28.51±1.62
M6	16.05±3.14	29.51±0.97	30.46±1.69
M7	32.22±4.17	76.15±0.62	76.22±4.05
M8	34.5±4.32	42.3±2.33	43.19±2.33
M9	22.82±3.46	32.37±1.13	32.91±1.76
M10	20.43±3.6	28.12±1.09	27.97±1.81
M11	20.05±3.45	32.84±1.94	33.46±1.92
M12	21.34±3	34.73±1.13	35.38±1.55
M13	39.73±3.47	59.55±2.01	60.74±2.6

En la tabla III se muestran los valores obtenidos de la concentración de actividad del ^{214}Bi que forma parte de la serie del ^{238}U . El bismuto-214 se ve un poco incrementado en las muestras M7 y M13.

Tabla III Emisores gamma del Bi-214 que forma parte de la serie del ^{238}U (Bq/kg)

Número de muestra	^{214}Bi 609.31 KeV	^{214}Bi 1120.3 KeV	^{214}Bi 1764.5 KeV	^{214}Bi 2204.2 KeV
M1	35.43±0.2	36.66±1.46	49.99±5.48	65.85±3.07
M2	29.92±0.3	32.4±1.4	46.28±12.9	86.31±3.1
M3	4.57±0.19	3.13±1.05	0.92±0.04	0.91±2.98
M4	19.87±0.22	21.6±0.77	30.05±8.13	46.1±3.03

M5	24.01±0.26	26.12±1.24	37.66±9.94	60.89±3.04
M6	25.54±0.27	29.63±1.9	41.64±11.56	61.66±3.05
M7	64.15±0.22	66.13±7.26	97.99±4.8	144.89±3.23
M8	36.02±0.46	39.43±2.17	59.21±18.27	89.48±3.1
M9	27.18±0.28	29.87±1.44	42.19±10.75	76.76±3.05
M10	23.65±0.29	27.04±1.85	36.37±10.3	58.11±3.06
M11	27.98±0.39	32.79±1.36	45.83±15.71	73.37±3.97
M12	29.43±0.28	31.65±1.16	46.12±13.29	75.07±3.03
M13	51.6±0.41	54.5±1.69	84.08±10.23	121.71±3.11

En la Tabla IV se muestran los resultados de la concentración de actividad del ^{226}Ra y del $^{234\text{m}}\text{Pa}$, que forman parte de la serie del ^{238}U . En el caso de la muestra M7, ambos radionúclidos se observan aumentados.

Tabla IV.- Emisores gamma pertenecientes a la serie del 238U (Bq/kg)

Número de muestra	²²⁶Ra 186.1 KeV	^{234m}Pa 1001.64 KeV
M1	77.2±6.59	39±7.25
M2	76.27±6.5	36.36±7.3
M3	9.87±2.52	16.81±7.25
M4	46.43±4.62	0.07±7.26
M5	55.25±5.17	27.39±7.27
M6	59.59±5.45	61.48±7.27
M7	139.25±10.67	85.24±7.26
M8	94.06±7.69	75.06±7.32
M9	67.59±5.75	40.49±7.27
M10	62.41±6.25	49.71±7.27
M11	66.65±6.08	32.66±7.3
M12	70.98±5.01	35.88±7.27
M13	116.66±7.5	68.91±7.3

En la Tabla V se presentan los resultados obtenidos de concentración de actividad del ²⁰⁸Tl y del ²¹²Pb que son radionúclidos descendientes del ²³²Th.

Tabla V.- Concentración de actividad del ²⁰⁸Tl y del ²¹²Pb que son radionúclidos de la serie de desintegración del ²³²Th (Bq/kg)

Número de muestras	²⁰⁸Tl 583.19 KeV	²⁰⁸Tl 2614.5 KeV	²¹²Pb 238 KeV
M1	0.63±2.09	19.09±1.09	4.44±6.35
M2	4.68±1.8	39.29±1.2	17.45±6.3
M3	0.12±0.49	23.1±0.92	2.01±1.82
M4	2.09±1.27	18.32±1.03	6.82±4.28
M5	3.69±1.47	33.24±1.07	14.14±4.87

M6	4.14±1.56	43.89±1.07	14.22±5.17
M7	1.63±3.63	14.08±1.39	8.03±10.53
M8	10.94±2.14	74.06±1.17	37.8±7.49
M9	4.71±1.61	74.06±1.11	17.82±5.48
M10	3.86±1.62	74.06±1.11	14.41±6
M11	8.14±1.75	74.06±1.13	30.09±5.83
M12	6.32±1.41	74.06±1.03	22.03±4.7
M13	12.1±2.37	78.53±1.16	40.39±7.3

La tabla VI presenta la concentración de actividad del ²³⁵U en la muestra de suelo de la región de Concepción del Oro, Zac. Es uno de los radionúclidos con los resultados más bajos, siendo el ²³⁵U con energía 163.3 KeV indetectable

Tabla VI Concentración de actividad para el ²³⁵U (Bq/kg)

Número de muestra	U-235 143.8 KeV
M1	3.26±0.05
M2	0.12±0.08
M3	0.49±0.03
M4	2.15±0.07
M5	1.4±0.09
M6	1.27±0.06
M7	3.81±0.04
M8	3.76±0.012
M9	2.86±0.08
M10	2.43±0.08
M11	1.16±0.09
M12	2.91±0.06
M13	3.55±0.01

La tabla VII muestra la concentración de actividad del ^{40}K que emite un rayo gamma muy característicos en todos los espectros de 1.46 MeV.

Tabla VII. Concentración de actividad del ^{40}K (Bq/kg)

Número de muestra	^{40}K 1460.83 KeV
M1	32.05±2.15
M2	515.88±2.1
M3	109.23±1.96
M4	164.37±2.14
M5	298.81±2.07
M6	418.44±2.1
M7	78.48±2.44
M8	14.55±2.17
M9	390.69±2.09
M10	225.26±2.11
M11	687.85±2.13
M12	804.27±2.05
M13	496.38±2.19

En la Tabla VIII se muestra la concentración de actividad del ^{137}Cs encontrada en las muestras de suelo y jales de Concepción del Oro, Zac. En la muestra M10 se observa un ligero incremento de ^{137}Cs .

Tabla VIII Resultados de la concentración de actividad del ^{137}Cs (Bq/kg)

Número de muestra	^{137}Cs 661.6 KeV
M1	0.48±0.01
M2	2±0.01
M3	1.9±0.35
M4	0.97±0.083

M5	1.99±0.95
M6	0.47±0.01
M7	1±0.02
M8	0.49±1.32
M9	2.02±0.01
M10	6.25±1.06
M11	0.59±0.01
M12	0.31±0.089
M13	0.29±0.08

5. CONCLUSIONES

Al ser Concepción del Oro un municipio minero no es extraño encontrarse con altas concentraciones de radionúclidos, así como aumentos de éstos mismos gracias a los procesos fisicoquímicos aplicados en la materia bruta para la refinación de los productos, esto lo podemos comprobar en la muestra M7, cuya concentración de ciertos radionúclidos se ve incrementada en comparación con las demás muestras, como por ejemplo en ^{214}Pb , ^{214}Bi y ^{226}Ra , esto nos indica la presencia de TENORM.

Tras el análisis podemos deducir que los radionúclidos más abundantes en las muestras son, el ^{40}K , que es el radionúclido más común de todos y aun siendo así, no representa un gran riesgo para la salud; luego tenemos al ^{214}Bi en la energía de 2204.2 KeV, en seguida el $^{235}\text{U}/^{226}\text{Ra}$ y por último tenemos al ^{234}Th en la energía 92.8 KeV.

Observando los resultados nos damos cuenta de que la muestra M3 en comparación a las demás, la mayoría de los radionúclidos, exceptuando ^{208}Tl , en la energía 583.2 KeV, ^{137}Cs en la energía 661.7 KeV, ^{228}Ac en la energía 964.8 KeV y ^{234}Pa en la energía de 1001 KeV, aparecen en una muy baja actividad; en esta muestra se destaca su baja concentración en el radionúclido ^{40}K , demostrando así que el área de muestreo, en este caso de suelo no perturbado, es la menos radioactiva.

AGRADECIMIENTOS

Uno de los autores (JCVS) expresa su profundo agradecimiento a todo el personal de la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas, y al Consejo Zacatecano de Ciencia, Tecnología e Innovación (Cozcyt) por brindarme el apoyo para la realización de este trabajo.

REFERENCIAS

1. D. A. Atwood, Ed., *Radionuclides in the Environment*. Wiley, 2010.
2. M. Mathuthu, V. Uushona, and V. Indongo, “Radiological safety of groundwater around a uranium mine in Namibia,” *Physics and Chemistry of the Earth*, vol. 122, no. March, p. 102915, 2021, doi: 10.1016/j.pce.2020.102915.
Available: <https://www.gob.mx/sgm>
3. U. S. Environmental Protection Agency, “Technical Report on Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials from Uranium Mining, Volume 1: Mining and Reclamation Background,” Washington, DC 20460, 2006.
4. U. S. EPA, “Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials From Uranium Mining,” Washington, DC, 2008.
5. Secretaria de Economía, “Panorama Minero del Estado de Zacatecas,” Pachuca, Hgo, 2020. [Online]. Available: <https://www.gob.mx/sgm>
6. L. Thinova, T. Cechak, J. Kluson, and T. Trojek, “Use of gamma spectrometry method for environmental monitoring in the area of NPP,” *Journal of Physics: Conference Series*, vol. 41, no. 1, pp. 569–572, 2006, doi: 10.1088/1742-6596/41/1/071.
7. Servicio Geológico Mexicano, “Beneficio y transformación de minerales.” https://www.sgm.gob.mx/Web/MuseoVirtual/Aplicaciones_geologicas/Beneficio-y-transformacion--minerales.html# (accessed Nov. 29, 2021).
8. A. S. Ahmed, K. Capello, A. Chiang, E. Cardenas-Mendez, and G. H. Kramer, “Optimization of geometric parameters for Marinelli beaker to maximize the detection efficiency of an HPGe detector,” *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 610, no. 3, pp. 718–723, Nov. 2009, doi: 10.1016/j.nima.2009.09.020
9. “M. F. L’Annunziata, Handbook of radioactivity analysis. Volume 1: Radiation Physics and Detectors. Academic Press, 2020.”

Estudio del efecto del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en la línea celular LNCaP hipersensibilizada con radiación gamma al tratamiento del cáncer prostático

Valeria Areli Cabral Venegas, Consuelo Letechipía de León, Cintya 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

El cáncer prostático representa la quinta causa de muerte a nivel global y el segundo diagnóstico más frecuente en hombres. La medicina ha buscado arduamente innovaciones clínicas que ofrezcan un mejor pronóstico a estos pacientes, incrementando el nivel y calidad terapéutica. El radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA es altamente específico para células de cáncer prostático (LNCaP) dirigiendo una dosis suficientemente alta para generar una reducción en el tejido neoplásico. El objetivo del trabajo fue evaluar el comportamiento de este radiofármaco en la línea celular LNCaP hipersensibilizado a bajas dosis de radiación gamma y determinar si existe una relación entre ambos. Se cultivó la línea celular LNCaP en condiciones homeostáticas con una viabilidad no superior al 85%, para ser irradiada a dosis de 0.1-0.5 Gy. La línea fue expuesta al radiofármaco a dosis equivalentes de 2-10 Gy. Se realizaron análisis de proliferación celular para la obtención de la fracción de supervivencia, estos valores permitieron la ejecución de curvas que expusieran visualmente el comportamiento del radiofármaco en el modelo biológico hipersensibilizado. De los resultados obtenidos se infiere que al exponer la línea celular LNCaP a bajas dosis de radiación gamma antes de ser expuesta al radiofármaco, se obtuvo una menor proliferación celular, lo cual indica que vinculando el radiofármaco y el fenómeno hipersensibilizante actúan como un potenciador altamente viable en la disminución de las lesiones neoplásicas de cáncer prostático.

1. INTRODUCCIÓN

El cáncer de próstata es el segundo diagnóstico de cáncer más frecuente realizado en los hombres y la quinta causa de muerte en todo el mundo. Esta afección corresponde a una proliferación rápida y continua de células anormales resistentes a la señalización de vías de apoptosis, causando neoplasias de alto riesgo. 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].

La medicina nuclear podría ofrecer una respuesta viable a la terapéutica del cáncer prostático resistente a la castración mediante agentes teranósticos; estos plantean una terapia dirigida con compuestos por un radionúclido emisor de gammas útil para el monitoreo a través de imágenes y un componente citotóxico dirigido a moléculas blanco [3].

Exploraciones clínicas nuevas con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA han demostrado que la aplicación terapéutica de diferentes inhibidores del antígeno prostático específico de membrana (PSMA) marcados con ^{177}Lu produce una disminución de más del cincuenta por ciento en los niveles de antígeno prostático (PSA), así como un aumento significativo de la supervivencia en pacientes con cáncer prostático.

Investigaciones recientes han reportado la existencia de un fenómeno llamado hipersensibilidad, definido como la disminución de la capacidad proliferativa en células expuestas a bajas dosis de radiación. Las células irradiadas no detectan el daño en forma eficiente siendo incapaces de activar los mecanismos de reparación y radio protectores, sin posibilidad de generar radiorresistencia, dando resultados favorables en la muerte celular [4] [5].

Este fenómeno abre una posibilidad al estudio de la hipersensibilidad como un mecanismo terapéutico que en conjunto con los efectos producidos por el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA exhibe prometedores resultados en la erradicación de células neoplásicas con mayor eficacia, precisión y éxito.

Por lo anterior nuestro proyecto se concentró en evaluar el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA en el modelo biológico LNCaP hipersensibilizado con radiación gamma, como una propuesta innovadora al tratamiento del cáncer prostático.

2. METODOLOGÍA

Panorama general

La experimentación fue realizada en las instalaciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), es conformada por el cultivo celular del modelo biológico LNCaP donada por el Dr. Sánchez-Sánchez del Instituto Nacional de Rehabilitación. Este modelo biológico fue expuesto a radiación gamma de ^{60}Co menor a 1 Gy. Se emplearon los modelos matemáticos del formalismo MIRD publicados en el panfleto 12, para determinar las dosis de exposición para la línea LNCaP con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA, posteriormente se realizaron curvas de sobrevida para evaluar el comportamiento del radiofármaco en el modelo biológico LNCaP.

2.1 Modelo biológico (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 (10%) y una solución de antibióticos y antimicóticos (1%) a 37°C en 5% de CO_2 con una humedad al 85%. Se permitió el crecimiento y división de las células evaluando constantemente la densidad celular de los cultivos la cual se mantuvo en todo momento por debajo del 90%.

2.2 Prueba de viabilidad

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 colocamos en una cámara de Neubauer bajo microscopio óptico realizar un conteo de las células vivas y muerta para con ello determinar el porcentaje de viabilidad de la suspensión [6].

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 antes de cada experimento [7].

2.3 Irradiación con ^{60}Co

El proceso de irradiación se llevó a cabo colocando las muestras celulares las cuales tuvieron una confluencia del 85% en el campo de irradiación del equipo Gammacell 220 (Atomic Energy, Canada Limited) asegurando que este fuera cubierto por completo y asegurando que cada muestra recibiera radiación gamma proveniente de la fuente de ^{60}Co de <1 Gy.

2.4 Preparación con el radiofármaco

El péptido inhibidor de PSMA (iPSMA) sintetizado por Ontores Biotechnology Co., (Zhejiang, China), con una pureza >98%, y analizado por cromatografía de alta eficacia HPLC (RP- PLC) y espectroscopía de masa se marcó con $^{177}\text{LuCl}_2$ disponible como una solución, estéril y libre de portadores. El ^{177}Lu -iPSMA se preparó a partir de una fórmula liofilizada multidosis bajo condiciones asépticas en una instalación certificada por GMP (Good Manufacturing Practices) utilizando el método descrito por Luna-Gutiérrez et al. [8].

2.5 Tratamiento con el radiofármaco

Usando los factores de dosis para el ^{177}Lu previamente calculados y utilizando el formalismo MIRD, se estimó el volumen de radiofármaco a administrar para depositar en el núcleo de las células LNCaP una dosis entre 2 – 10 Gy (manteniendo la actividad administrada y la tasa de dosis constante). Bajo la consideración de que no habrá pérdida de actividad por mecanismos biológicos durante el periodo de incubación mediante la ecuación para estimar la actividad acumulada del formalismo MIRD [9].

$$A_0 = \frac{D(\text{Ln } 2)}{(P_c)T_{\text{eff}} \left(1 - e^{-\frac{\text{Ln } 2}{T_{\text{eff}} t}} \right) [f_{\text{Cy}}S(r_n \leftarrow r_{\text{Cy}}) + f_{\text{Cs}}S(r_n \leftarrow r_{\text{Cs}})]} \quad (1)$$

De donde:

A_0 es la actividad inicial del radionúclido contenido en el radiofármaco

$S(r_n \leftarrow r_{cy})$ es el valor S del radiofármaco de la fracción de material radioactivo que queda en el citoplasma y que contribuye a la dosis en el núcleo

$S(r_n \leftarrow r_{cs})$ es el valor S del radiofármaco de la fracción de material radioactivo que queda en la superficie celular y que contribuye a la dosis en el núcleo

f_{cy} es la fracción de absorción de material radiactivo que queda en el citoplasma

f_{cs} es la fracción de absorción de material radiactivo que queda en la membrana

P_c es el porcentaje de captación de la actividad inicial total

D es la dosis que se desea administrar

T_{eff} es el tiempo de vida efectivo

t es el tiempo en el cual se tomarán las lecturas para el análisis de los datos

2.6 Ensayo clonogénico

Se cultivaron las células control y las radiosensibilizadas a una densidad muy baja (20-100 células); a un grupo se le colocó el radiofármaco y se incubaron durante al menos tres semanas a fin de permitir que cada una de las células mantuviera su capacidad proliferativa, la cual fue visualizada macroscópicamente. Para facilitar su conteo, las colonias formadas se fijaron y teñieron con una solución de cristal violeta 0.5 % en metanol. Se capturaron imágenes de las colonias teñidas las cuales fueron analizadas con el software libre Image J para calcular el cambio en el porcentaje de capacidad proliferativa provocado por el tratamiento [10].

2.7 Determinación de Eficiencia de Placa (EP) y Fracción de Sobrevida (FS)

Se determinó mediante las ecuaciones 2 y 3 con la finalidad de estimar el efecto de hipersensibilidad por exposición a bajas dosis de radiación gamma para las células LNCaP con el radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA [11].

$$EP = \frac{\text{Colonias sobrevivientes}}{\text{Colonias sembradas}} \quad (2)$$

$$FS = \left(\frac{EP}{100} \right) \left(\frac{\text{dosis}}{n^\circ \text{ células iniciales}} \right) \quad (3)$$

2.8 Curvas de sobrevida

El número de colonias detectadas en los grupos no irradiados se utilizó para calcular la eficiencia del cultivo (EP) 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.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1 Modelo biológico (cultivo celular)

Se cultivó y mantuvo en crecimiento la línea tumoral de cáncer prostático LNCaP, con el medio RPMI-1640, adicionado con soluciones antimicóticas y antibióticas. La morfología observada se muestra en la Ilustración 1 en donde se observa la estructura celular representativa, integra y con confluencia óptima.



Ilustración 1. Línea celular LNCaP, cultivada bajo RPMI-1640, adicionado con soluciones antimicóticas y antibióticas.

3.2 Prueba de viabilidad

Para verificar el estado de cultivo celular de la línea celular LNCaP se realizó un ensayo por exclusión de azul de tripano, que tiñó las células dañadas en función de su integridad de membrana en células viables y no viables. Se obtuvieron células en suspensión cuya viabilidad fue superior al 85%.

3.3 Irradiación

Se irradiaron las muestras celulares del modelo biológico LNCaP a dosis de 0.1, 0.25 y 0.5 Gy. La placa irradiada se mantuvo en condiciones óptimas para permitir la proliferación durante 8 días. Se tomaron imágenes para el análisis del efecto del radiofármaco como se observa en la Ilustración 2.

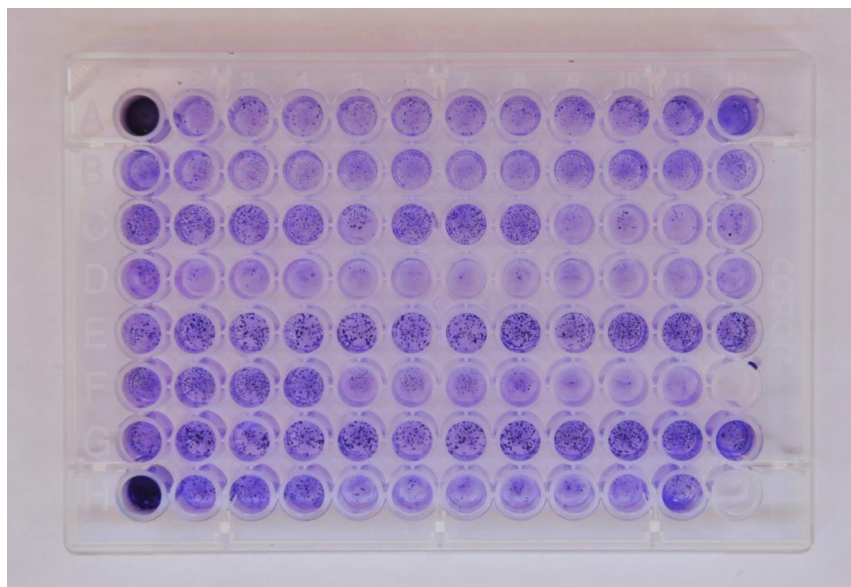


Ilustración 2. Placa de 96 pocillos, donde los grupos A y B representan el control; C y D fueron radiados a 0.1 Gy; E y F a 0.25 Gy y finalmente G y H fueron radiados a 0.5 Gy.

3.4 Tratamiento con el radiofármaco

Para la determinación de la dosis de radiofármaco que se agregó al cultivo LNCaP, se resolvió la ecuación 1 tomada del formalismo MIRD, donde obtuvimos los valores de actividad inicial (Tabla 1) el cual utilizamos para determinar el volumen a agregar para dar una dosis de radiación proveniente del radiofármaco de 2 a 10 Gy como se observa en la Tabla 2.

Tabla 1. Valores resultantes de la ecuación 1 para determinación de actividad inicial en unidades Ci para 20 a 100 células.

DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD INICIAL [Ci]		
DOSIS [Gy]	NÚMERO DE CÉLULAS	ACTIVIDAD
2	20	1.8039×10^{-9}
4	40	7.2157×10^{-9}
6	60	1.6235×10^{-8}
8	80	2.8863×10^{-8}
10	100	4.5098×10^{-8}

Tabla 2. Determinación de volumen de radiofármaco dado en mCi agregado a cultivos de 20-100 células para dosis de 2-10 Gy.

DETERMINACIÓN DE VOLUMEN [mCi]		
1.3 mCi/800 μL		
20-100 CÉLULAS		
DOSIS [Gy]	NÚMERO DE CÉLULAS	VOLUMEN [μL]
2	20	2
4	40	9

6	60	20
8	80	36
10	100	56

3.5 Ensayo clonogénico

La mayor proliferación celular a las distintas dosis de irradiación fue visualizada en el grupo control. En los grupos que fueron irradiados, la mayor proliferación fue encontrada en 0.1 Gy en comparación con la menor proliferación de la línea LNCaP irradiada a 0.5 Gy.

3.1 Determinación de Eficiencia de Placa y Fracción de Sobrevida

Con base a los resultados obtenidos en la placa, se tomó la decisión de descartar la exposición de 0.1 Gy debido a que se identificó un error metodológico, en donde se observó además que la respuesta hipersensibilizante a esa dosis fue considerada no significativamente útil.

Se determinó la EP y FS para el grupo CRL, los irradiados a 0.25 y 0.5 Gy como se muestra en las Tablas 3, 4 y 5. Los grupos tuvieron un comportamiento semejante, el valor FS se mantuvo descendiente conforme se agregó mayor cantidad de radiofármaco ¹⁷⁷Lu-iPSMA. Los resultados indican la especificidad del radiofármaco al modelo biológico LNCaP proporcionando información de cómo actúa bajo el fenómeno hipersensibilizante.

Dentro de los valores obtenidos la placa irradiada a 0.5 Gy mostro los valores más bajos en comparación con los otros grupos. Esto nos indica que al hipersensibilizar el modelo biológico LNCaP a 0.5 Gy antes de ser expuesto al radiofármaco obtenemos una menor proliferación celular.

Tabla 3. Datos CRL para EP y FS para la línea celular LNCaP hipersensibilizada expuesta a ¹⁷⁷Lu-iPSMA a dosis de 0-10 Gy

CRL		
EP	98.33	
FS		
Dosis	Colonias	FS
0	19.67 ± 2.33	1.00
2	18.25 ± 2.28	0.93
4	22.50 ± 6.65	0.57
6	21.50 ± 4.41	0.36
8	21.75 ± 3.20	0.28
10	22.00 ± 2.65	0.22

Tabla 4. Datos de 0.25 EP y FS para la línea celular LNCaP hipersensibilizada expuesta a ¹⁷⁷Lu-iPSMA a dosis de 0-10 Gy.

0.25		
EP	120.00	
FS		
Dosis	Colonias	FS
0	24.00 ± 0.58	1.00
2	20.25 ± 1.65	0.84
4	20.75 ± 1.49	0.43
6	22.00 ± 1.83	0.31
8	19.50 ± 2.60	0.20
10	4.67 ± 0.67	0.04

Tabla 5. Datos de 0.5 EP y FS para la línea celular LNCaP hipersensibilizada expuesta a ¹⁷⁷Lu-iPSMA a dosis de 0-10 Gy.

0.5		
EP	126.25	
FS		
Dosis	Colonias	FS
0	25.25 ± 0.95	1.00
2	19.00 ± 0.48	0.75
4	14.75 ± 1.80	0.29
6	12.00 ± 2.08	0.16
8	6.00 ± 2.12	0.06
10	4.00 ± 1.45	0.03

3.2 Curvas de sobrevida

Para el grupo CRL y pre-irradiados se obtuvo un patrón predecible de forma descendiente en relación a la dosis de exposición, de tal manera que a mayor dosis de radiofármaco menor FS. Por otra parte, en comparación con los grupos hipersensibilizados, la FS obtenida del grupo CRL es más elevada. Además, para el grupo radiado a 0.25 Gy se muestra una ligera disminución de valores, que, para las dosis de 4, 6 y 8 Gy parecen ser insignificantes, siendo la dosis de 10 Gy la que provoca un efecto descendiente significativo.

En comparación con el grupo radiado a 0.5 Gy los valores son significativamente menores, mostrando una diferencia de hasta cuatro ordenes de magnitud en comparación con al grupo CRL, y dos órdenes de magnitud si sus valores son comparados para el grupo radiado a 0.25 Gy. Así podemos inferir que existe una relación positiva entre la hipersensibilización del modelo biológico a las dosis destinadas como el punto óptimo hipersensibilizante y la acción de radiofármaco, resultados significativamente relevantes para estudios de radiación gamma. (Gráfico 1).

Azorín y colaboradores en una investigación reciente, reportan datos parecidos a los obtenidos en este proyecto, al irradiar células LNCaP con una fuente de ⁶⁰Co, la capacidad proliferativa de las células disminuyó notablemente en las primeras 24h posteriores a la irradiación, observaron que, para dosis menores, del orden de 2, 4 y 6 Gy una vez transcurridas 48 horas, las células

retoman su crecimiento, aunque no con la misma velocidad con la que crecían antes de recibir la radiación. Al incrementar la dosis de radiación absorbida de 10 Gy perdieron por completo su capacidad de proliferación. Esto podría explicar la caída propagativa de los grupos irradiados a 0.25 y 0.5 Gy al ser expuestos a una dosis de radiofármaco equivalente a 10 Gy, que en conjunto con la respuesta hipersensibilizante da como resultado una curva que indica que la población de células sobrevivientes permanece viable pero incapaz de dividirse, y que al término de ella muestra una proliferación casi inexistente [12].

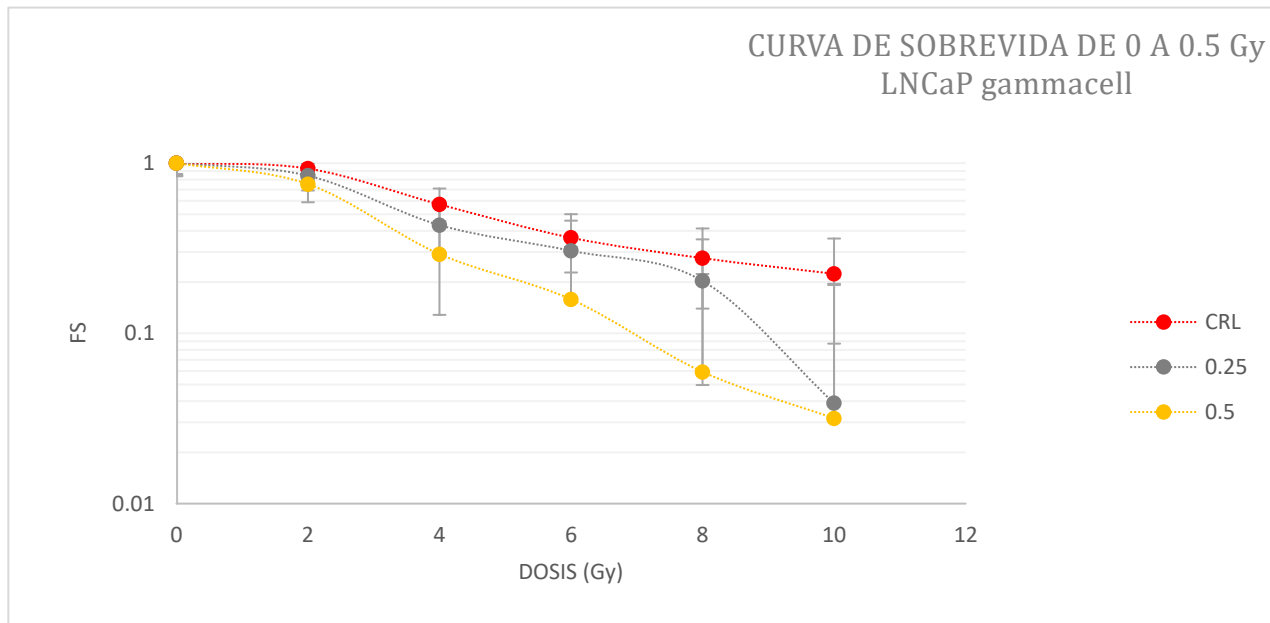


Gráfico 1. Curvas de sobrevivencia para CRL y grupos preirradiados a 0.1, 0.25 y 0.5 Gy expuestos a dosis de radiofármaco equivalentes de 2-10 Gy para la línea celular LNCaP.

Estos resultados posiblemente estén atribuidos a los mecanismos de respuesta de reparación celular, dado que las células que son expuestas a bajas dosis de radiación pierden su capacidad de activar mecanismos de adaptación a la radiación, lo cual puede conducir a una respuesta apoptótica.

Investigaciones recientes mencionan que, las dosis hipersensibilizantes podrían reflejar la apoptosis como un medio para eliminar células genómicamente inestables de la población; a medida que aumenta la dosis, la apoptosis se regularía para permitir la supervivencia de la población celular como una prioridad [13].

Siguiendo este fundamento, Robson reporta un gen nuevo, nombrado DIR1, el cual se reprime transitoriamente después de la exposición a dosis bajas de radiación. Postula que el gen DIR1 tiene un papel en la radiorresistencia inducida a través de un mecanismo que aumenta la tasa de reparación del ADN. De esta forma podemos inferir que los resultados muestran una diferencia significativa para el grupo irradiado a 0.5 Gy debido a que esta es la dosis óptima hipersensibilizante del modelo biológico LNCaP, lo cual se correlaciona con la supresión de genes responsables en reparación celular [13] [14].

4. CONCLUSIONES

Podemos concluir que al hipersensibilizar la línea celular LNCaP a dosis bajas de radiación se obtiene una mejor respuesta del radiofármaco ^{177}Lu -iPSMA.

La dosis óptima hipersensibilizante para el modelo biológico LNCaP está dada a 0.5 Gy, donde al ser expuesto a al radiofármaco a dosis equivalentes de 2-10 Gy obtuvimos la menor proliferación celular, infiriendo que en un sistema biológico complejo se traduce a una reducción de las lesiones neoplásicas con mayor precisión, eficacia y éxito

AGRADECIMIENTOS

Agradezco al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) por permitir y apoyar esta investigación para ser llevada a cabo dentro de sus instalaciones. Y reconozco a la Universidad Autónoma de Zacatecas por darme la oportunidad de realizar proyectos científicos de interés para la sociedad.

REFERENCIAS

1. “Organización Mundial de la Salud” <https://www.who.int/es> (2022).
2. Siegel, R. L., Miller, K. D., Fuchs, H. E., & Jemal, A. (2022). Cancer statistics, 2022. *CA: a cancer journal for clinicians*.
3. Knapp, FF y Dash, A. (2016). *Radiopharmaceuticals for therapy* (págs. 3-23). NuevaDelhi, India: Springer.
4. 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), 282-284
5. C. Short, J. Kelly, CR Mayes, M. Woodcock, MC Joiner, S. (2001). Low-dose hypersensitivity after fractionated low-dose irradiation in vitro. *International journal of radiation biology*, 77(6), 655-664.
6. Strober, W. (1997). Trypan blue exclusion test of cell viability. *Current protocols in immunology*, 21(1), A-3B.
7. Horoszewicz, J. S., Leong, S. S., Kawinski, E., Karr, J. P., Rosenthal, H., Chu, T. M., ... & Murphy, G. P. (1983). LNCaP model of human prostatic carcinoma. *Cancer research*, 43(4), 1809-1818.
8. Luna-Gutiérrez, M., Hernández-Jiménez, T., Serrano-Espinoza, L., Peña-Flores, A., & Soto-Abundiz, A. (2017). Kits multidosis liofilizados para la preparación rápida de 177 Lu-Tyr 3-octreótido y 177 Lu-PSMA (inhibidor) en condiciones GMP. *Revista de Química Radioanalítica y Nuclear*, 314, 2181-2188.
9. Watson, EE, Stabin, MG y Siegel, JA (1993). formulación MIRD. *Física médica* , 20 (2 Pt 2), 511-514.
10. Franken, N. A., Rodermond, H. M., Stap, J., Haveman, J., & Van Bree, C. (2006). Clonogenic assay of cells in vitro. *Nature protocols*, 1(5), 2315-2319
11. Deacon, J., Peckham, MJ y Steel, GG (1984). La radiorrespuesta de los tumores humanos y la pendiente inicial de la curva de supervivencia celular. *Radioterapia y Oncología* , 2 (4), 317-323.
12. Azorin V, E. P., Mendoza N, H. J., & Alonso V, G. (2022). In vitro evaluation of the relative biological effectiveness (RBE) of 177 Lu-iPSMA.
13. Joiner MC., Marples B., Lambine P., Short SC., Turesson I. (2001) Low-dose hypersensitivity: current status and possible mechanisms. *Int J Radiation Oncology Biol Phys*. 49(2):379-289
14. Vaganay-Juery, S., Muller, C., Marangoni, E., Abdulkarim, B., Deutsch, E., Lambin, P., ... & Bourhis, J. (2000). Decreased DNA-PK activity in human cancer cells exhibiting hypersensitivity to low-dose irradiation. *British Journal of Cancer*, 83(4), 514-518.

Track 5

Planificación Energética y Recursos Humanos en la Industria Nuclear

Uso de la metodología KIND como herramienta para la toma de decisiones en la selección de SMRs.

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 la selección, comparación y evaluación de cuatro Sistemas de Energía Nuclear (NES, por sus siglas en inglés) de tipo SMR (Small Modular Reactor) usando la “Metodología KIND”, proporcionada por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés), que es una herramienta de evaluación multi-atributo a través de indicadores de carácter económico, ambiental y social. Para reforzar los resultados obtenidos a la evaluación se le aplica un análisis de sensibilidad, un identificador de dominancias, una evaluación de puntuaciones usando un generador de dispersión sobre los puntajes globales y la construcción de mapeados sobre los objetivos de alto nivel. Finalmente se realiza un análisis de los resultados para identificar sus puntos sobresalientes y sus deficiencias para determinar la factibilidad de su implementación.

1. INTRODUCCIÓN

Actualmente el mundo se enfrenta a diversas problemáticas como el calentamiento global, las enfermedades causadas por la contaminación de los gases de efecto invernadero, la disminución en la cantidad de recursos naturales debido al abuso e incremento la población, el desabasto energético, entre otras cosas. Acuerdos como “El acuerdo de París” del 2015 han buscado reducir los problemas medioambientales a la par de transicionar a la generación de electricidad a través de energías limpias. Sin embargo, cumplir las metas de “El acuerdo de París” se ha vuelto una problemática en sí mismo debido a que internacionalmente el apagando plantas nucleoelectricas y el regreso a la dependencia de combustibles fósiles ha causado que alcanzar las metas sea casi imposible [1].

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 es la energía nuclear a través de los reactores de tipo SMR.

Debido a que los SMRs son tecnología bastante nueva y hay pocas plantas en funcionamiento para realizar una toma de decisión sobre su implementación del extenso catálogo existen, la IAEA desarrolló la “Metodología KIND” que es una herramienta de evaluación mediante la teoría del valor de múltiples atributos. Esta proporciona una solución para la evaluación comparativa de las NES basados en SMRs 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.

La evaluación se basa en un conjunto limitado de indicadores clave (de entre diez a quince) definidos en áreas de la metodología INPRO para NES tales como dimensión económica, dimensión ambiental, dimensión social, dimensión institucional u otras a considerar. Los resultados de esta herramienta proporcionan las áreas de oportunidad, los puntos sobresalientes y sus deficiencias de cada NES para determinar la factibilidad de su implementación y servir como base ante la toma de decisión.

2. Reactores Modulares Pequeños

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 [2]. 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 con un módulo regular y pueden ser destinados para diferentes procesos aparte de la producción de energía eléctrica como la calefacción urbana, desalinización del agua, producción de hidrógeno, producción de gas natural y otros procesos químicos [3].

En este estudio se seleccionaron cuatro centrales nucleares de tipo SMR con base en las siguientes consideraciones:

- Deben ser diferentes tecnologías y empresas.
- Deben alinearse preferentemente con la normativa nuclear del país de origen de la central nuclear de la que es propietario (Art. 27 de la Constitución Mexicana), que en este caso se alinea con la normativa nuclear estadounidense 10CFR50 debido a que se cuenta con dos reactores “BWR-5” de General Electric con una capacidad instalada de 1,806MW en la “Central Nucleoeléctrica Laguna Verde” [4].

2.1. NuScale – VOYGR-6

El “VOYGR” es un módulo de agua presurizada (PWR) diseñado por la compañía NuScale. Cada módulo tiene una potencia eléctrica de 77MWe y una potencia térmica de 250MWt. NuScale propone una escalabilidad de cuatro, seis o doce módulos dependiendo de los requerimientos del usuario final [5]. Actualmente NuScale ya ha recibido su certificación de diseño y está presente en proyecto para su implementación en Idaho Falls, Estados Unidos, en Rumania en colaboración con la empresa Nuclearelectrica y en Polonia con la empresa KGHM. A demás de estos tres proyectos,

cuenta con doce acuerdos de colaboración, también llamados Memorandums of Understanding (MoU), alrededor del mundo [6, 7, 8]. Sus características se muestran en la Tabla I.

2.2. Terrestrial Energy – IMSR400

El “IMSR400” es una planta nuclear con reactores de sales fundidas (MSR) diseñada por la compañía Terrestrial Energy. Terrestrial Energy propone una planta con dos módulos, cada uno con potencia eléctrica de 195MWe y potencia térmica de 440MWt [9]. Actualmente el IMSR400 ha completado la primera revisión técnica el día 7 de junio del 2022 a cargo de la Comisión Canadiense de Seguridad Nuclear (CNSC, por sus siglas en inglés) y la Comisión Reguladora Nuclear (NRC, por sus siglas en inglés) de Estados Unidos. De momento Terrestrial Energy aún no está presente en ningún proyecto de implementación, pero cuenta con ocho MoUs alrededor del mundo [6, 7, 10]. Sus características se muestran en la Tabla I.

2.3. X-Energy – Xe-100

El “Xe-100” es un módulo de gas de alta temperatura (HTGR) en etapa de desarrollo y diseño por la compañía X-Energy. Cada módulo tiene una potencia eléctrica de 80MWe y una potencia térmica de 200MWt. X-Energy propone una escalabilidad de hasta cuatro módulos [11]. Actualmente X-Energy y la empresa DOW han seleccionado un sitio en Seadrift, condado de Calhoun, Texas para la instalación del Xe-100 de cuatro módulos, además cuenta con seis MoUs con compañías de EE. UU. y Canadá [6, 7, 12, 13]. Sus características se muestran en la Tabla I.

2.4. GE Hitachi – BWRX-300

El “BWRX-300” es una planta nuclear de tipo BWR diseñada por la compañía General Electric Hitachi. El BWRX-300 cuenta con una potencia eléctrica de 300MWe y una potencia térmica de 870MWt [14]. Actualmente el BWRX-300 ya ha recibido su certificación de diseño por la CNCS y la NRC. Está presente en proyecto para su implementación en Idaho, Canadá, en Tennessee, EE. UU., en Saskatchewan, Canadá, y en Polonia con las empresas Poland National Atomic Energy Agency, ORLEN y Synthos Green Energy. A demás de estos cuatro proyectos, cuenta con seis MoUs alrededor del mundo [6, 7]. Sus características se muestran en la Tabla I.

Tabla I. Características de los sistemas de estudio [5-22].

Característica	Unidad	VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
Costo Nivelado de Energía (LCOE)	\$/MWh	89	50	60	47.5
Tiempo de construcción	Años	3	4	5	3
Potencia Eléctrica	MWe	462	390	320	300
Potencia Térmica	MWt	1500	880	800	870
Tiempo de vida operacional	Años	60	50	50	60
Ciclo de reabastecimiento de combustible	Meses	24	84	36	24
Uso de suelo	m ²	100,000	45,000	130,900	9,800
Empleados durante la construcción	Empleos	1,500	2100	-	1700
Empleados durante la operación	Empleos	200	580	-	200

3. Metodología KIND

El Proyecto Internacional sobre Ciclos de Combustible y Reactores Nucleares Innovadores (INPRO, por sus siglas en inglés) 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, por sus siglas en inglés) para evaluación mediante la teoría del valor de múltiples atributos. Se puede usar para la evaluación comparativa de escenarios de implementación de los SMRs, las NES basados en SMRs y NES/escenarios de SMRs con 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 [23, 24].

La evaluación se realizó con base en el siguiente conjunto de indicadores clave:

- 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. Contempla los gastos de inversión anual, los costes de operación y mantenimiento y los costes de combustible. Se evalúa en [\$/MWh], siendo el costo considerado en dólares US.
 - Tiempo de construcción (C-2): Estimación del tiempo 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. Su tiempo se expresa en [Años].
- Dimensión de desempeño operativo
 - Potencia eléctrica (DT-1): Cantidad de energía eléctrica producida expresada en [MWe].
 - Eficiencia (DT-2): Cantidad de energía producida dada la cantidad de potencia térmica generada y se expresada en [MWe/MWt].
 - Tiempo de vida (DT-3): Tiempo de vida útil, para este caso se expresa en [Años].
 - Ciclo de reabastecimiento de combustible (DT-4): Ciclos de tiempo de vida útil del combustible, expresado en [Meses].
- Dimensión ambiental
 - Uso de suelo (A-1): Es la extensión territorial que abarca una 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
 - Etapa tecnológica (MT-1): Refiere a la etapa de madurez de una planta nucleoelectrica con base en una evaluación global de entre las siguientes etapas:
 1. En de diseño
 2. En desarrollo
 3. Bajo revisión regulatoria
 4. Bajo licenciamiento
 5. Bajo construcción
 6. En operación
 - Memorandums of Understanding (MT-2): Cantidad de acuerdos de colaboración de desarrollo y consideración de la implementación de estas tecnologías a nivel mundial.
 - Proyectos (MT-3): Cantidad de proyectos de implementación de las plantas nucleoelectricas a nivel mundial.

Estos indicadores dan como resultado el árbol de objetivos representado en la Figura 1, donde los objetivos de alto nivel están enmarcados en color verde, las áreas en color azul y los indicadores en color naranja.

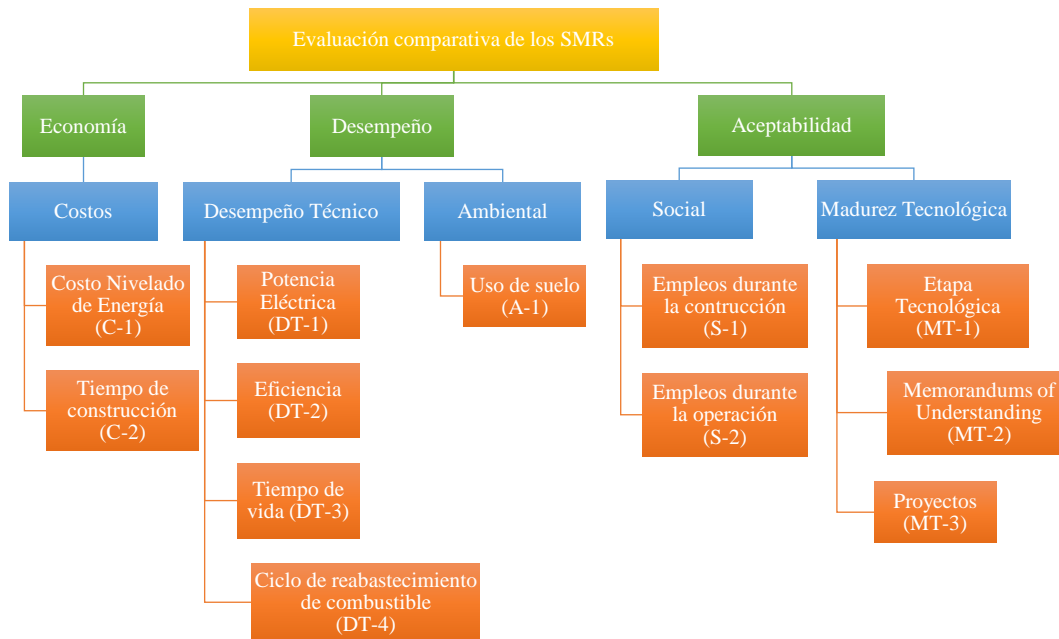


Figura 1. Árbol de Objetivos

3.1. 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:

$$\sum_{i=1}^{N_h} w_h^i = 1 \quad (1)$$

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:

$$\sum_{j=1}^{N^i} w_a^{i,j} = 1 \quad (2)$$

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 de los indicadores es:

$$\sum_{k=1}^{N^{i,j}} w_{ind}^{i,j,k} = 1 \quad (3)$$

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:

$$W^k = w_h^i * w_a^{i,j} * w_{ind}^{i,j,k} \quad (4)$$

Tomando como base el árbol de objetivos, se diseñó la Tabla II de factores de ponderación otorgando mayor peso al desempeño de los NES debido a que son los datos más sólidos publicados hasta el momento, mientras que los pesos para los indicadores de economía y aceptabilidad se dejan equitativos debido a que son valores que requieren una mayor observación durante el transcurso del tiempo.

Tabla II. 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	Uso de suelo	A-1 [m ² /MWe]	1	0.120
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	Etapa Tecnológica	MT-1	0.3333	0.070
Aceptabilidad	0.3	Madurez Tecnológica	0.7	Memorandums of Understanding	MT-2	0.3333	0.070
Aceptabilidad	0.3	Madurez Tecnológica	0.7	Proyectos	MT-3	0.3333	0.070

3.2. Tabla de Desempeño

La tabla de desempeño, Tabla III, 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 de los sistemas que se estén evaluando.

Tabla III. Tabla de Desempeño

Objetivos de Alto Nivel	Áreas	Indicadores	Abreviatura	Valor Min	Valor Max	VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
Economía	Costos	Costo Nivelado de Energía	C-1 [\$/MWh]	80.522	101.712	89	84.76	101.712	80.522
Economía	Costos	Tiempo de construcción	C-2 [Años]	3	5	3	4	5	3
Desempeño	Desempeño Técnico	Potencia Eléctrica	DT-1 [MWe]	300	462	462	390	320	300
Desempeño	Desempeño Técnico	Eficiencia	DT-2 [MWe/MWt]	0.308	0.4432	0.308	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	Uso de suelo	A-1 [M2/MWe]	32.67	409.06	216.45	115.38	409.06	32.67
Aceptabilidad	Social	Empleos durante la construcción	S-1 [Empleos]	1500	2100	1500	2100	1520	1700
Aceptabilidad	Social	Empleos en la operación	S-2 [Empleos]	200	580	200	580	275	200
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Etapas Tecnológicas	MT-1	1	6	5	3	1	5
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Memorandums of Understanding	MT-2	6	12	12	8	6	6
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Proyectos	MT-3	0	4	3	0	1	4

Nota: Dado que para el indicador “C-1” solo se obtuvo información actualizada del 2023 para el “VOYGR-6” y los otros tienen información del 2021 y 2022, se consideró el costo anterior del “VOYGR-6” de 52.5 respecto al nuevo de 89, para realizar un ajuste de costo de 1.7 para los demás sistemas. Así mismo, debido a que no se posee información de los empleos generados para el Xe-100, se calculó una media de los indicadores “S-1” y “S-2” respecto al “DT-1” para obtener la cantidad de [Empleos/MWe] y así obtener la cantidad de empleos que podría generar este sistema.

3.3. 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 le otorgan un valor equivalente al peso del indicador. Estas tablas se desarrollan con la ayuda de las ecuaciones establecidas en la Tabla IV.

Tabla IV. 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	$V(x) = \frac{1-e^{\left(a \cdot \frac{x-x^{min}}{x^{max}-x^{min}}\right)}}{1-e^a} \quad (7)$	$V(x) = \frac{1-e^{\left(a \cdot \frac{x^{max}-x}{x^{max}-x^{min}}\right)}}{1-e^a} \quad (8)$

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” que expresa el nivel de variación que puede tener la normalización. Idealmente a “ a ” se le asigna un valor de “1”.

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 V.

Tabla V. Tabla de Funciones de Valor de Atributo Único

Objetivos de Alto Nivel	Áreas	Indicadores	Abreviatura	Meta	VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
Economía	Costos	Costo Nivelado de Energía	C-1 [\$/MWh]	mín.	0.600	0.800	0.000	1.000
Economía	Costos	Tiempo de construcción	C-2 [Años]	mín.	1.000	0.500	0.000	1.000
Desempeño	Desempeño Técnico	Potencia Eléctrica	DT-1 [MWe]	máx.	1.000	0.556	0.123	0.000
Desempeño	Desempeño Técnico	Eficiencia	DT-2 [MWe/MWt]	máx.	0.000	1.000	0.680	0.272
Desempeño	Desempeño Técnico	Tiempo de vida	DT-3 [Años]	máx.	1.000	0.000	0.000	1.000
Desempeño	Desempeño Técnico	Ciclo de reabastecimiento de combustible	DT-4 [Meses]	máx.	0.000	1.000	0.200	0.000
Desempeño	Ambiental	Uso de suelo	A-1 [M2/MWe]	mín.	0.512	0.780	0.000	1.000
Aceptabilidad	Social	Empleos durante la construcción	S-1 [Empleados]	máx.	0.000	1.000	0.033	0.333
Aceptabilidad	Social	Empleos en la operación	S-2 [Empleados]	máx.	0.000	1.000	0.197	0.000
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Etapa Tecnológica	MT-1	máx.	0.800	0.400	0.000	0.800
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Memorandums of Understanding	MT-2	máx.	1.000	0.333	0.000	0.000
Aceptabilidad	Madurez Tecnológica	Proyectos	MT-3	máx.	0.750	0.000	0.250	1.000

3.4. 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-tributos y sus componentes desplegados en 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 VI, de las cuales, las celdas en color verde corresponden a la puntuación más alta en su rubro.

De la Tabla VI, se expresan los resultados de forma gráfica (ver Figuras 2 y 3) en sus diferentes niveles de profundidad.

Tabla VI. Clasificación de Resultados

Niveles	VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
Valor Multi-Atributo	0.596	0.627	0.098	0.650
Objetivos de Alto Nivel				
Economía	0.216	0.213	0.000	0.300
Desempeño	0.201	0.273	0.070	0.209
Aceptabilidad	0.178	0.141	0.028	0.141
Áreas				
Costos	0.216	0.213	0.000	0.300
Desempeño Técnico	0.140	0.179	0.070	0.089
Ambiental	0.061	0.094	0.000	0.120
Social	0.000	0.090	0.010	0.015
Madurez Tecnológica	0.178	0.051	0.017	0.126

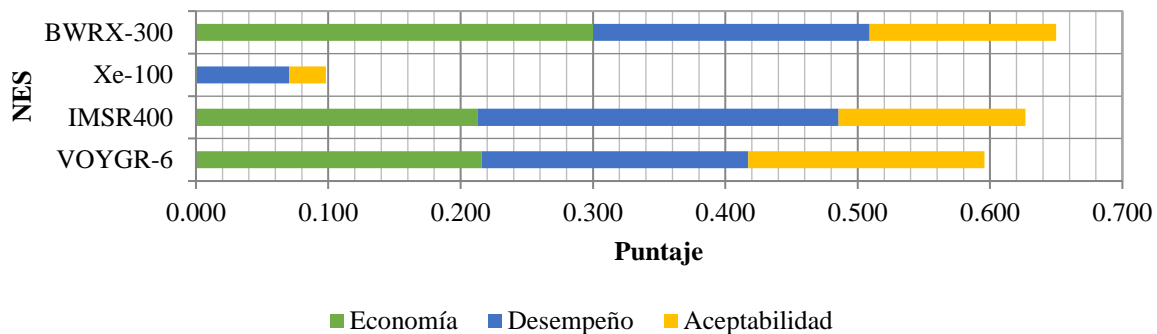


Figura 2. Gráfico de los Objetivos de Alto Nivel

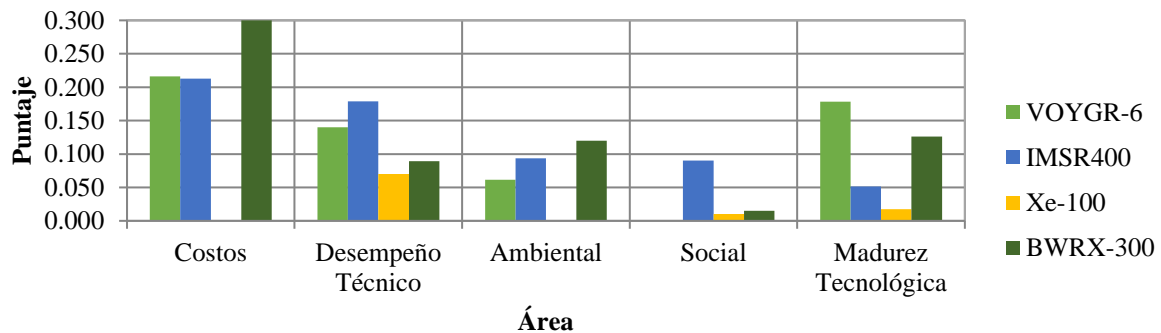


Figura 3. Gráfico de los Puntajes de Área

3.5. 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 qué tan certeros son los resultados en relación con la variación de los pesos, en el caso de los factores de ponderación, y la variación lineal 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 forma equitativa entre los objetivos de alto nivel, las áreas y los indicadores, 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 V de desempeño de forma lineal con respecto 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 VII, donde se aprecia que la sensibilidad es baja y los resultados son certeros, excepto para el “XE-100” que presenta un cambio mayor debido a su bajo puntaje. Al comparar los casos base con los modificados en ambos análisis, se hace notar que no existen cambios en las posiciones en que quedaron los NES evaluados.

Tabla VII. Resultados del Análisis de Sensibilidad

		VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
Factores de ponderación	Caso base	0.596	0.627	0.098	0.650
	Caso modificado	0.577	0.661	0.075	0.681
	% de error	3.19	5.37	23.66	4.72
Sensibilidad de las Funciones de Valor de Atributo Único	Caso base	0.596	0.627	0.098	0.650
	Caso modificado	0.543	0.563	0.072	0.633
	% de error	8.95	10.23	26.38	2.61

3.6. Extensión del KIND-ET “Identificador de Dominancias”

Esta primera extensión del KIND-ET es una herramienta analítica para la identificación de NES con dominancias o sin dominancias, que solo requiere de las tablas de “Desempeño” (Tabla III) y de “Funciones de valor de atributo único” (Tabla V) [25].

Para identificar la existencia de dominancias entre dos NES, se requiere realizar la comparación de los indicadores de rendimiento. Si en todos los indicadores un NES resulta peor puntuado que el otro, existe dominancia. Al NES con peor puntaje se le conoce como dominado y al mejor puntuado como dominante. Si la comparación no produce dominancia se conoce como conjunto de NESs no dominadas.

La Tabla VIII presenta los resultados del identificador de dominancias, el cual al mostrar solamente el signo “-” significa que no existen dominancias entre las NESs evaluadas. Como nota, si la tabla mostrase el signo “<”, significaría la existencia de una dominancia.

Tabla VIII. Identificador de Dominancias

		NES Dominantes			
		VOYGR-6	IMSR400	Xe-100	BWRX-300
NES Dominadas	VOYGR-6	-	-	-	-
	IMSR400	-	-	-	-
	Xe-100	-	-	-	-
	BWRX-300	-	-	-	-

3.7. Extensión del KIND-ET “Generador de Dispersión del Puntaje Global – Evaluador de Puntuaciones”

Esta segunda extensión del KIND-ET es una herramienta para la evaluación de la dispersión en el puntaje global de los NESs causada por la incertidumbre y las variaciones en los factores de ponderación y de la estructura del árbol de objetivos para cada combinación de ponderaciones utilizando una variación estocástica (probabilística) mediante las simulaciones de Monte Carlo para evaluar la probabilidad de ordenar por rangos las alternativas. Todas las ponderaciones se deben distribuir aleatoria y uniformemente en el intervalo de 0 a 1, limitadas únicamente por las opciones de normalización, y para una estimación fiable de las distribuciones de probabilidad de las puntuaciones y los rangos de los NESs, 10,000 combinaciones de pesos son suficientes y adecuadas. Esta dispersión en el puntaje global puede ser visualizada a través de un gráfico de cajas y bigotes como se muestra en la Figura 4. Para esta extensión se requiere de la Tabla VIII de Funciones de Valor de Atributo Único [25].

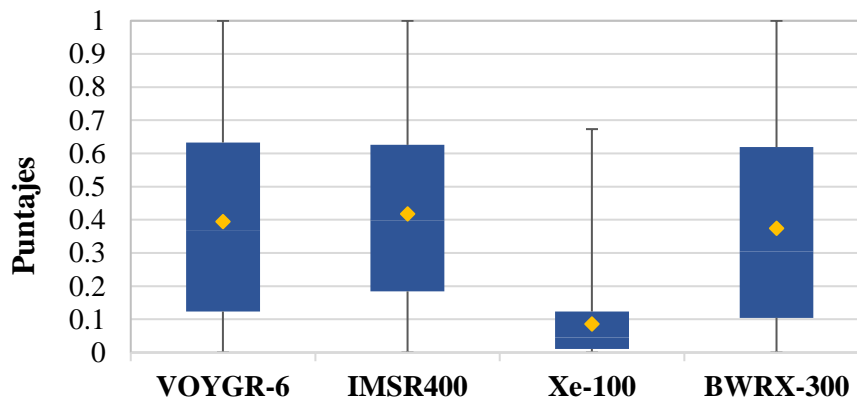


Figura 4. Evaluación de la dispersión en los puntajes globales

De la evaluación de dispersión mostrada en la Figura 4, se observa que la mediana ronda el 0.4 en +0.02 y -0.03 para todos los excepto el “Xe-100”, el cuartil superior ronda del 0.6 con +0.01 para el “BWRX-300”, +0.02 para el “IMSR400” y +0.03 para el “VOYGR-6”, y el cuartil inferior ronda el 0.1 con +0.01 para “BWRX-300”, +0.02 para el “VOYGR-6” y despegándose bastante el “IMSR400” con +0.08. Ignorando al “Xe-100”, la dispersión de los otros tres NES evaluados es bastante similar, por lo que los puntajes de los indicadores de las funciones de valor de atributo único están aplicados de forma óptima dentro de un rango esperado y comportándose como es esperado.

3.8. Extensión del KIND-ET “Herramienta de Mapeo de Rangos”

Esta tercer y última extensión del KIND-ET es una herramienta de visualización para resaltar las NESs que toman el primer rango para diferentes combinaciones de pesos en los objetivos de alto

nivel. Los resultados de esta evaluación de incertidumbre se presentan en forma de mapas de color para cada uno de los objetivos de alto nivel asignados de forma separada [25].

Para obtener un diagrama pertinente, las ponderaciones deben variar simultáneamente en un intervalo de 0 a 1. Como las ponderaciones deben cumplir con la condición de normalización que limita su suma a la unidad, solo dos de ellas pueden seleccionarse independientemente, por ejemplo, w_1 y w_2 , mientras que la tercera se calcula como:

$$w_3 = 1 - (w_1 + w_2) \tag{10}$$

Cabe resaltar que w_1 , w_2 y w_3 son los objetivos de alto nivel. Las opciones más favorecidas pueden obtenerse con los pesos correspondientes para los objetivos de alto nivel variados como variables independientes uniformemente distribuidas sobre $[0,1] \times [0,1]$, teniendo en cuenta que:

$$(w_1 + w_2) \leq 1 \tag{11}$$

Las áreas coloreadas indican las combinaciones de pesos para las que una opción específica ocupa el primer puesto. Así, se muestran los mapas de preferencias que permiten comprender mejor la clasificación de cada NES a la vista de las ponderaciones de los objetivos de alto nivel. Se pueden realizar diferentes combinaciones de ponderaciones para obtener diferentes relaciones (w_2 y w_3 o w_1 y w_3) entre los mapeados. Para este caso los objetivos de alto nivel son: Economía (w_1), Desempeño (w_2) y Aceptabilidad (w_3).

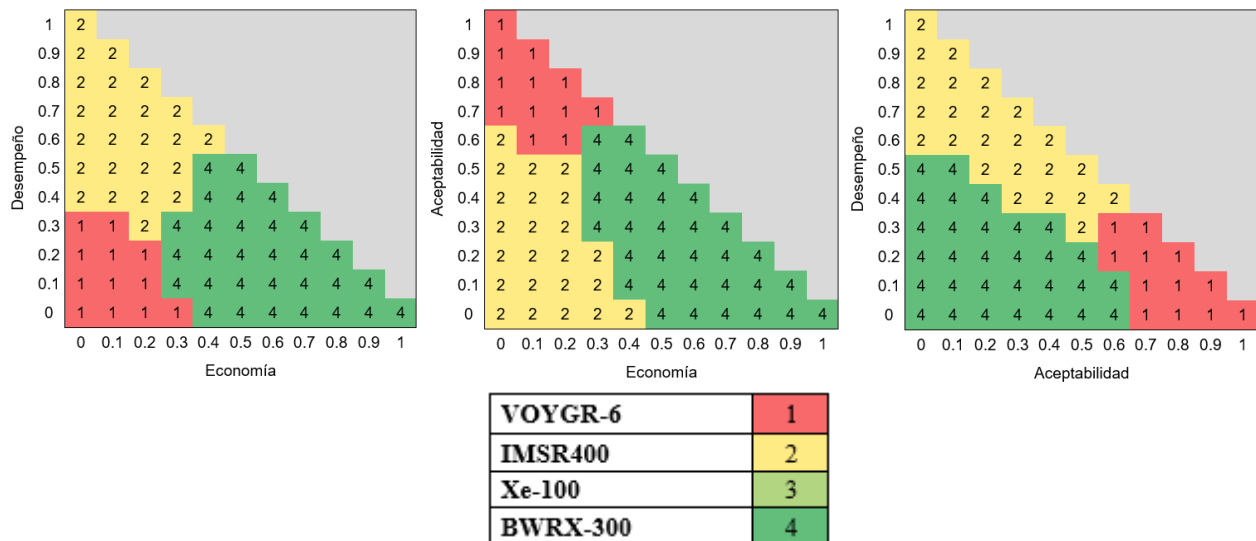


Figura 5. Mapeados de los rangos de los Objetivos de Alto Nivel

De los mapeados de los rangos de los objetivos de alto nivel de la Figura 5 correspondiente a la presente evaluación, podemos apreciar que el “BWRX-300” domina en lo económico, pero en cuanto a l desempeño y aceptabilidad se encuentra en buenas puntuaciones, el “IMSR400” domina en el desempeño con una aceptabilidad un poco arriba de lo esperado, pero deficiente en su carácter económico, siendo este su área débil, y el “VOYGR-6” domina en la aceptabilidad, pero economía y desempeño están por debajo de lo esperado, pero aun así permanece como una posible opción.

4. 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-6”, el “IMSR400” y el “BWRX-300”, dejando fuera de escena al “Xe-100” de X-Energy.

En primera posición se encuentra el “BWRX-300” de GE Hitachi, el cual posee una clara ventaja en su costo y la cantidad de uso de suelo. Aparte, pese a no poseer una calificación tan alta en la madurez tecnológica como el “VOYGR-6”, actualmente es de los NES más avanzados en su madurez tecnológica del mercado.

En segunda posición se está el “IMSR400” de Terrestrial Energy, que, si bien no presenta la madurez tecnológica deseada a comparación de los otros dos NES, compensa sus deficiencias con los datos de desempeño técnico, ambiental y social. Aunque en un principio se esperaba que este NES obtuviera el tercer lugar, sus resultados en los indicadores de desempeño son los que le han otorgado una mejoría en sus resultados finales.

En tercer lugar, se presenta el “VOYGR-6” de NuScale, que se encuentra técnicamente con la misma puntuación que el “IMSR400” en el área de costos y técnicamente con la misma puntuación que el “BWRX-300” en su desempeño. En donde el “VOYGR-6” resalta por sobre los demás es en el nivel de aceptación general que tiene, pues es el NES con más MoUs y cuenta con un proyecto menos que el “BWRX-300”.

Finalmente, el NES con mejor puntuación a considerar es el “BWRX-300” de GE Hitachi que, aunque limitado a 300 MWe, presenta un buen desempeño en la mayoría de las áreas bajo las que fue evaluado, y considerando que la “Central Nuclear Laguna Verde” tiene dos GE “BWR-5”, el país ya está familiarizado con sus reglamentos, normas y tecnología, lo cual permitiría ahorrar en capacitación y agilizaría la implementación de la planta a su operación.

Para trabajo futuro se recomienda ampliar la selección de indicadores económicos y de aceptabilidad. Por ejemplo, podrían agregarse indicadores de factor de planta, costo del combustible o buscar indicadores para robustecer la aceptabilidad. Así mismo, se debe tener en consideración que para aplicar el KIND-ET se requiere una actualización constante de los NES para tener resultados lo más precisos posible.

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. Andrea Galindo, (03/11/2021), “¿Qué es la energía nuclear? La ciencia de la energía nucleoelectrónica”, OIEA, <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/que-es-la-energia-nuclear-la-ciencia-de-la-energia-nucleoelectrica>
3. Joanne Liou, (3/12/2021), “¿Qué son los reactores modulares pequeños (SMR)?”, OIEA, <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/que-son-los-reactores-modulares-pequenos-smr>
4. “PRODESEN 2023-2037”, SENER, Ciudad de México, México (2023).
5. “Small Modular Reactor”, NuScale Power, <https://www.nuscalepower.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/smr-fact-sheet.pdf> (2022)
6. “NuScale Projects”, NuScale Power, <https://www.nuscalepower.com/en/projects> (Última consulta 29/06/23)
7. “Advanced Reactors Information System”, IAEA, (2022)
8. “SMR Dashboard”, Nuclear Energy Agency, (2023)
9. “Terrestrial Energy, How It Works: #4”, Terrestrial Energy, <https://www.terrestrialenergy.com/technology/molten-salt-reactor/> (Última consulta: 04/07/23)
10. “Leading the Way to a bright energy future, Terrestrial Energy’s IMSR400 Economic Benefit Assessment”, Terrestrial Energy, (October 2021), http://www.terrestrialenergy.com/wp-content/uploads/2021/11/TE_IMSR400_EcoAssess_08nov21-Summary.pdf
11. “X-Energy’s Xe-100 Reactor Design Status”, National Academy of Science, (May 26, 2021), <https://www.nationalacademies.org/event/05-26-2021/docs/DCE0F339E2C8CFC45FAA4307321C76F94D303E3075EF>
12. “X-Energy News”, X-Energy, <https://x-energy.com/news> (Última consulta: 29/06/23)
13. “X-Energy, DOW Unveil Texas Site for ARDP Nuclear Demonstration”, Powermag, (11/05/23), <https://www.powermag.com/x-energy-dow-unveil-texas-site-for-ardp-nuclear-demonstration/> (04/07/23)
14. Wiemar 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).
15. “Eye-popping new cost estimates released for NuScale small modular reactors”, Institute for Energy Economics and Financial Analysis, (11/01/23), <https://ieefa.org/resources/eye-popping-new-cost-estimates-released-nuscale-small-modular-reactor> (Última consulta: 29/06/23)
16. “Cost Competitive”, NuScale Power, <https://www.nuscalepower.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/cost-competitive-fact-sheet.pdf> (2022)
17. “VOYGR SMR Plants, Product Review”, NuScale, <https://www.nuscalepower.com/en/products/voygr-smr-plants> (Última consulta: 04/07/23)
18. “NuScale SMR simulator opens in Romania”, World Nuclear News, (15/05/23), <https://world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-SMR-simulator-opens-in-Romania> (Última consulta: 04/07/23)
19. “Terrestrial Energy, Commercial Advantages: Technology and design choices reduce costs and accelerates speed-to-market, Cost-Competitive Power”, Terrestrial Energy, <https://www.terrestrialenergy.com/technology/advantage/> (Última consulta: 04/07/23)
20. “Terrestrial Energy in the News”, Terrestrial Energy, <https://www.terrestrialenergy.com/category/in-the-news/> (Última consulta: 29/06/23)

21. “Small Modular Nuclear Reactors: The Future of Carbon-Free Energy”, GE Hitachi Nuclear Energy, (2022), https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/product-fact-sheets/SMR%20BWRX300%20Infographic.pdf (Última consulta: 04/07/23)
22. “Transforming Canada’s Energy Future: The Socio-economic impact of GE Hitachi SMRs”, PwC, (2021), https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/economic-impact/Transforming%20Canada%27s%20energy%20future%20%E2%80%93%20socio-economic%20impact%20of%20GE%20Hitachi%20SMRs.pdf (Última consulta: 04/07/23)
23. “Application of Multi-criteria Decision Analysis Methods to Comparative Evaluation of Nuclear Energy Systems Options: Final Report of the INPRO Collaborative Project KIND”, IAEA, Vienna (2019).
24. “User instructions for KIND-ET (KIND-Evaluation Tool)”, IAEA (2017).
25. “User Instructions for Extensions of KIND-ET (KIND-Evaluation Tool)”, The INPRO/IAEA project on Comparative Evaluation of Nuclear Energy System Options, (2019).

Contribución a la Planeación de la Expansión de Energía Nuclear en México

Cruz Vilchiz Marco Antonio

*Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional Autónoma de México
Escolar 04360, C.U., Coyoacán, 04510 Ciudad de México, CDMX.
cruz.v.ma14@gmail.com*

Martín del Campo Márquez Cecilia

*Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional Autónoma de México
Escolar 04360, C.U., Coyoacán, 04510 Ciudad de México, CDMX.
cecilia.martin.del.campo@gmail.com*

Resumen

Se presenta en este trabajo un breve acercamiento a la generación eléctrica en México en el año 2022 junto con la capacidad instalada de tecnologías de generación, donde resalta la generación eléctrica con combustibles fósiles sobre todo gas natural. Posteriormente se expone la participación de la energía nuclear en los Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) junto con la definición de los reactores modulares pequeños (Small Modular Reactor, SMR) y con ellos los indicadores de evaluación que se utilizaron en este trabajo. Se establecieron tres sistemas de energía nuclear (Nuclear Energy Systems, NES) para efectuar una comparación y evaluación mediante el uso de la Metodología KIND-ET, la cual nos proporciona la facilidad de realizar una evaluación comparativa basada en indicadores pensados en tres pilares (económico, ambiental y social). De los resultados obtenidos se concluye el reactor óptimo para la expansión de energía nuclear en México mediante SMRs.

1. INTRODUCCIÓN

La generación eléctrica en México actualmente se basa en combustibles fósiles, en su mayoría gas natural (55.1% de ciclo combinado en el año 2022), derivados del petróleo (5.9% termoeléctrica) y carbón (4.2% de carboeléctrica) [1], produciendo efectos negativos atribuibles a la generación de emisiones contaminantes que impactan en la salud de la población y de igual manera contribuyen con el cambio climático. Por lo tanto, es necesario diversificar la matriz de generación eléctrica de México aumentando la participación de la energía nuclear como parte de las energías limpias participantes.

Es importante que la futura planeación energética del país se realice con base en las exigencias técnicas, económicas, ambientales, políticas y sociales que el sector eléctrico demanda, con la finalidad de consolidar un sector eléctrico capaz de abastecer la energía necesaria para el desarrollo del país. En cuanto a generación eléctrica mediante tecnología nuclear, en México se cuenta con la experiencia proporcionada por la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV), que

con sus dos unidades de generación eléctrica con capacidad instalada de 1608 [MW], proporcionó 10, 539.5 [GWh] lo que representa un 3.1% de la generación total del país en el año 2022 [1].

Dentro de un panorama donde México cuenta con experiencia en energía nuclear gracias a la participación de la CNLV en la matriz de generación eléctrica del país, considerar un plan de expansión de la energía nuclear se torna importante para la transición energética del país y la construcción de un Sistema Eléctrico Nacional (SEN) sustentable.

Los SMR (Small Modular Reactor) son reactores nucleares de generación III+ con una potencia de generación de hasta 300 [MWe], cuentan con la capacidad de ser diseñados y ensamblados a partir de diferentes módulos pequeños que pueden ser construidos en fábricas y transportados al sitio de instalación, haciendo posible la construcción de diferentes unidades de manera paralela. Los SMR se presentan como una opción para un despliegue de generación eléctrica mediante energía nuclear, ayudando en la transición energética de México mediante una generación de electricidad limpia con una tecnología confiable y segura, brindando seguridad al sistema eléctrico nacional y diversificando la matriz de generación eléctrica.

2. GENERACIÓN ELÉCTRICA EN MÉXICO

En México, el sector de generación eléctrica cuenta con una diversificación en la generación de energía primaria, donde la mayor parte de la generación del (SEN) proviene de unidades de generación a partir de combustibles fósiles, compuestas por tecnologías de generación como carboeléctrica, ciclo combinado, combustión interna, termoeléctrica convencional y turbogas.

En el año 2022 la generación de energía eléctrica en el país fue de 340,713 [GWh], generando el 55.1% con ciclos combinados y un total de 31.2% de generación eléctrica con energías limpias, donde dominan la generación hidráulica con 10.4%, la generación eoloelectrica y la generación solar fotovoltaica con 6.0% cada una. [1]

Es destacable la presencia del ciclo combinado como la tecnología principal que genera más de la mitad de la electricidad del país. Sin embargo y aunque en menor porcentaje, el aumento de la participación de las energías limpias ha crecido para el año 2022, fortaleciendo a energías que pueden aprovechar mejor los recursos del país como la energía hidroeléctrica, eólica y solar fotovoltaica.

2.1. Capacidad Instalada en México

La capacidad instalada en el año 2022 fue de 87,130 [MW], presentando un aumento respecto al año 2020 que registró 83,121 [MW] y respecto al año 2021 donde se registraron 86,153 [MW] de capacidad instalada. De igual manera, se registró un aumento a 27,453 [MW] de capacidad instalada con tecnología limpia renovable, donde la generación hidroeléctrica cuenta con 12,613 [MW] de capacidad instalada. Mientras que en combustibles fósiles los ciclos combinados registran la mayor capacidad instalada con 34,413 [MW], seguidos de térmicas convencionales con 11,343 [MW]. [1]

Si bien, la capacidad instalada se ve dominada por los combustibles fósiles, el porcentaje de tecnología de generación de energía limpia y renovable representa un avance en la penetración de dichas tecnologías, dejando ver la oportunidad de impulsar las energías limpias y renovables como la energía geotermoeléctrica, que no ha presentado mayores adiciones de capacidad instalada.

3. PARTICIPACIÓN DE LA ENERGÍA EN LOS ODS

La expansión del uso de energía nuclear asegura el suministro de energía con tecnologías modernas, aumenta el acceso de energía para la población que no cuenta con el servicio, contribuye con la reducción de emisiones, reduciendo el impacto ambiental y en la salud humana, logrando así encaminar al mundo a cumplir con sus objetivos de mitigación de cambio climático sin comprometer los objetivos del desarrollo sostenible.

3.1. Participación de la Energía Nuclear en los ODS

Los objetivos de desarrollo sostenible se adoptaron el 25 de septiembre de 2015 [2]. Los principales propósitos de los ODS es erradicar la pobreza, aumentar el nivel de salud, educación, bienestar y la igualdad de género, sin dejar de lado el cuidado del medio ambiente y la prosperidad de la sociedad.

Desde la perspectiva del pilar ambiental, la energía nuclear atiende directa o indirectamente temas como la contaminación ambiental, protección de ecosistemas, uso de la tierra y agua. En la perspectiva del pilar social, la energía nuclear aporta energía baja en emisiones contaminantes necesaria en el desarrollo de la calidad de vida. Para el pilar económico, la generación eléctrica por medio de energía nuclear contribuye a la generación de empleos en la construcción, operación y desmantelamiento de centrales nucleares.

La energía nuclear desarrolla presencia en los 17 ODS [3], sin embargo, consideramos que los ODS que tienen una relación directa con la producción de energía eléctrica y térmica que puede ser generada con reactores nucleares son los siguientes:

ODS 7. Energía asequible y no contaminante

La energía nuclear no produce gases de combustión, es limpia, confiable y segura, con capacidad de generar electricidad a precios competitivos al no depender directamente de la volatilidad de los mercados de combustibles fósiles.

ODS 8. Trabajo decente y crecimiento económico

El trabajo es parte importante del crecimiento y desarrollo de la población, la industria nuclear genera empleos desde la construcción hasta el final del su ciclo de vida de las plantas nucleares, empleos sólidos, duraderos y de buena remuneración económica.

ODS 9. Industria, innovación e infraestructura

La energía nuclear suministra electricidad confiable y limpia que respalda a una industrialización sostenible, además la innovación en el diseño de los reactores nucleares demanda cadenas de producción que impulsan las industrias de los países en cuestión.

ODS 11. Ciudades y comunidades sustentables

La energía nuclear proporciona la electricidad necesaria para respaldar la electrificación de las ciudades y de las zonas más remotas a las grandes ciudades.

ODS 13. Acción por el clima

En el sector eléctrico, la energía nuclear proporciona una alternativa de generación limpia, con la capacidad de satisfacer la demanda de electricidad y respaldar a las energías renovables variables.

ODS 15. Vida de ecosistemas terrestres

La energía nuclear requiere menor cantidad de área para la generación eléctrica, comparada con otras fuentes de generación bajas en carbono. Con la implementación de reactores modulares pequeños, se optimizan las áreas destinadas para centrales de generación de electricidad.

3.2. Small Modular Reactor

Los SMR (Small Modular Reactor) son reactores nucleares de generación III+ con una potencia de generación de hasta 300 [MWe], donde la característica principal de estos reactores es la capacidad de ser construidos en fábrica para ser transportados en módulos al sitio de instalación. Teniendo como ventajas la reducción de los tiempos de construcción, de costos de inversión, construcción, operación y mantenimiento. [4]

Al igual que los demás reactores nucleares, ofrecen la flexibilidad de usarse para aplicaciones diferentes a la generación eléctrica, desde el suministro de calor para calefacción, calor de proceso, desalinización de agua de mar y producción de hidrógeno, para así aumentar la eficiencia asociada mediante cogeneración y la posibilidad de almacenamiento de energía.

Pertenecientes a la generación III+, los reactores modulares pequeños basan su seguridad en sistemas pasivos y diversas características de seguridad inherente del reactor, de esta manera la intervención del operador, de fuentes externas de alimentación (generadores eléctricos) no es necesaria para detener los sistemas.

Para nuestro estudio se consideran tres SMR de los que destacan su avance tecnológico, pues son diseños basados en reactores de generaciones anteriores como reactores nucleares de agua en ebullición (Boiling Water Reactor, BWR) y reactores nucleares de agua a presión (Pressurized Water Reactor, PWR) con la finalidad de tener opciones de la industria nuclear que cuenten con madurez tecnológica.

3.2.1. Reactor nuclear BWRX-300

El reactor nuclear BWRX-300 se presenta como una variante de los reactores nucleares de agua en ebullición fabricado por General Electric-Hitachi (GEH) Nuclear Energy en Estados Unidos y en Japón, siendo un SMR de circulación natural y refrigerado por agua. Se considera que el diseño del BWRX-300 puede implementarse a corto plazo, teniendo como objetivo su

implementación en 2028. Cuenta con una potencia eléctrica de 300 [MWe] y un diseño de seguridad basado en sistemas simples que se rigen por fenómenos naturales. [5]

En 2021 GEH fue seleccionado por Ontario Power Generation (OPG) como colaborador para el proyecto nuclear de Darlington, en 2023 se firmó un contrato entre las empresas GE Hitachi Nuclear Energy, Ontario Power Generation, SNC-Lavalin y Aecon con la finalidad de instalar un reactor BWRX-300 en el proyecto nuclear de Darlington, siendo el primer contrato comercial relacionado a un SMR en América del Norte. La empresa llamada Fermi Energía seleccionó el reactor nuclear BWRX-300 para un posible despliegue en Estonia a principios de 2030, Fermi Energía y GEH trabajan desde 2019 y han colaborado en áreas clave para el soporte de licencias y el desarrollo de la cadena de suministro. [5]

3.2.2. Reactor nuclear VOYGR

La compañía estadounidense NuScale Power trabaja en el desarrollo de una central de generación de energía eléctrica basado en un reactor de agua ligera cuyo objetivo es suministrar electricidad con diferentes aplicaciones como calefacción urbana y desalinización de agua de mar. El “NuScale Power Module” se presenta como un diseño de reactor modular pequeño capaz de generar una potencia eléctrica de 77 [MW], con tecnología de funcionamiento de los reactores de agua a presión y siendo el primer reactor en recibir la aprobación de diseño de la Comisión Reguladora Nuclear (NRC) de Estados Unidos.

Se presentan tres diferentes configuraciones del diseño de planta de VOYGR SMR, la planta VOYGR-12 cuenta con una capacidad de generación eléctrica de 924 [MW], por su parte, la configuración VOYGR-6 cuenta con una capacidad de generación de 426 [MWe] y la configuración VOYGR-4 registra una capacidad de generación de 308 [MWe], destacando un factor de capacidad superior al 95% en las tres configuraciones [10].

Liderado por Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) el Proyecto de energía libre de carbono instalará la primera central de generación nuclear VOYGR de NuScale, consta de seis módulos los cuales generarán 462 [MW] y serán construidos en el Laboratorio Nacional de Idaho (INL) en Idaho Falls [10]. Esta opción será considerada en la comparación que se hace en este trabajo.

3.2.3. Reactor nuclear SMART

El reactor “SMART” se presenta como un reactor PWR integral, desarrollado por el instituto de investigación de energía atómica de Corea (KAERI), cuenta con una potencia eléctrica de 100 [MWe] basando su diseño en características cuya finalidad es mejorar la seguridad, confiabilidad y la economía. El objetivo del diseño del reactor SMART es una mejora económica debido a la simplificación del sistema, componentes modulares, tiempos de construcción menores y una alta disponibilidad de planta. [13]

Es un reactor multipropósito para generación de energía eléctrica, calefacción urbana, desalinización de agua de mar y calor de proceso, con la capacidad de adaptarse a redes aisladas. El instituto de investigación de energía atómica de Corea (KAERI) obtuvo la aprobación de diseño para el reactor SMART por parte de la Comisión de Seguridad y Protección Nuclear de

Corea (NSSC) en julio de 2012. En septiembre de 2015 se llegó a un acuerdo de ingeniería previa entre la República de Corea y Arabia Saudita pensando en un despliegue del reactor SMART, completándose en 2019. [13]

3.3. Indicadores de Evaluación

Para fines de la comparación de los tres reactores se obtuvieron los siguientes valores para aplicación de la metodología KIND-ET que es presentada más adelante. Cabe señalar que existen algunos valores supuestos debido a la falta de información precisa por parte de los fabricantes de los distintos reactores. En la tabla I se muestran los nombres de los indicadores, la unidad de medida, los valores obtenidos para cada uno de los reactores, las referencias, así como los valores supuestos [sup]:

Tabla I. Indicadores de evaluación

Indicador	Unidad	BWRX300 Value	BWRX300 Ref	VOYGER-6 Value	VOYGER-6 Ref	SMART Value	SMART Ref
Capacidad de generación eléctrica	[MWe]	270-290	[5], [7]	308, 426, 924	[10], [12]	100-110	[14]
Costo nivelado de energía	[\$/MWh]	35-50	[6], [8]	40-65	[12]	71.9-202.9	[15]
Vida útil de la central de generación	[años]	60	[6], [7]	60	[7], [12]	60	[7], [14]
Empleos para operación al año	[empleos/año]	210	[9]	667	[11]	200	[Sup]
Tiempo de construcción	[meses]	26	[6]	36	[12]	38	[sup]
Factor de planta	[%]	95	[6], [7]	97	[Sup], [7]	96	[Sup], [13]
Estado de desarrollo	[escala numérica]	2	[sup], [7]	4	[sup], [7]	1	[sup], [13], [7]
Ciclo de reabastecimiento de combustible	[meses]	12-24	[6], [7]	24	[7], [12]	30-36	[14]
Uso de suelo	[m ²]	26,300	[7]	140,000	[7]	90,000	[7]
Sismicidad	[g]	0.3	[6], [7]	0.5 horizontal/0.4 vertical	[7]	0.3	[13], [7]
Frecuencia de caño al núcleo	[reactor-año]	10 ⁻⁷	[6]	3 ⁻¹⁰	[12]	1 ⁻⁷	[7]

4. Metodología de Análisis de Decisión KIND-ET

KIND-ET es una herramienta basada en la teoría de valor de múltiples atributos (MAVT), se creó con la finalidad de un desarrollo de herramientas que sean capaces de llevar a cabo una evaluación del estado actual, las perspectivas a futuro, los riesgos asociados y los beneficios en el desarrollo de nuevas tecnologías nucleares, que gracias a su interfaz fácil de usar el usuario puede realizar modificaciones que permitan aplicar sus preferencias, pudiendo identificar ventajas y

desventajas, evaluar diferentes situaciones y el rendimiento de diferentes tecnologías nucleares y no nucleares.

En general, se requiere establecer un grupo de indicadores de desempeño para así establecer un árbol de objetivos y preparar una tabla de desempeño, además de asignar funciones y unidades para el análisis de los indicadores, siendo necesario para realizar un análisis de sensibilidad y así poder llevar a cabo recomendaciones finales al problema determinado.

Los indicadores se pueden usar en una evaluación de diferentes aspectos a manera de comparación de un sistema de energía nuclear, centrándose en temas particulares como la seguridad, economía, recursos, resistencia a la proliferación, generación de desechos y sostenibilidad. En este caso la metodología se enfoca a comparar los tres reactores que cuentan con la posibilidad de ser instalados en México en lugares por definir y que los primeros módulos podrían entrar en operación a partir de 2030, si en breve se tomara la decisión de un plan de SMR's para México.

4.1. Árbol de Objetivos

Para el árbol de objetivos es necesario establecer un conjunto de indicadores clave (Key Indicators, KI) e indicadores secundarios (secondary indicators, SI) para poder efectuar una evaluación comparativa de los NES. Teniendo gran posibilidad de combinarse los diversos indicadores en diferentes áreas y teniendo la posibilidad de centrarse en un número reducido de indicadores principales.

En la tabla II se muestran los indicadores de evaluación, en nuestro caso de estudio surgió la necesidad de establecer los objetivos de alto nivel relacionándolos con los tres pilares de la sostenibilidad: economía, ambiente y social. De manera conjunta con los ODS en los que la energía nuclear se relaciona directamente obteniendo una primera clasificación que se muestra a continuación:

Tabla II. Indicadores de evaluación

Pilar	ODS	Indicador	Descripción	Unidad de medida	Meta
Económico	ODS 7	Capacidad de generación eléctrica	Es la potencia máxima, especificada por el fabricante, que una central de generación eléctrica puede ofrecer.	[Mwe]	Min
Económico	ODS 7	Costo nivelado de energía	El costo nivelado de energía permite conocer el costo de producir electricidad considerando los costos de inversión, operación y mantenimiento, así como de combustible a lo largo de la vida útil de la central de generación eléctrica.	[\$/MWh]	Min
Económico	ODS 7	Vida útil de la central de generación	Se refiere al tiempo de vida en que la central de generación se mantendrá en operación.	[años]	Max
Económico	ODS 8	Empleos para operación	La cantidad de empleos que genera la central de generación durante su operación.	[empleos]	Max

Económico	ODS 8	Tiempo de construcción	Indica el tiempo estimado en el cual se llevará a cabo la construcción de la central de generación.	[años]	Min
Económico	ODS 9	Factor de planta	Se refiere a la relación que existe entre la cantidad de energía eléctrica producida respecto a la energía eléctrica que se genera a plena potencia.	%	Max
Económico	ODS 9	Estado de desarrollo	Hace referencia al estatus actual de la tecnología, considerando si está en etapas de diseño, si se encuentra en proceso de licenciamiento, si cuenta con licenciamiento, se tiene alguna instalación en operación.	Escala numérica	Max
Ambiental	ODS 13	Ciclo de reabastecimiento de combustible	Hace referencia al periodo necesario para reabastecer el combustible nuclear en la central de generación.	[meses]	Max
Ambiental	ODS 15	Uso de suelo	Es la extensión de terreno requerida para la construcción de las instalaciones de la central de generación nuclear.	[m2]	Min
Ambiental	ODS 15	Sismicidad	Magnitud de tolerancia a aceleración sísmica que soporta el reactor.	[g]	Max
Social	ODS 11	Frecuencia de accidentes (daño al núcleo)	La frecuencia de daños al núcleo (CDF) es un término utilizado en la evaluación de riesgos probabilísticos (PARA) que indica la probabilidad de un accidente que causaría daños graves al combustible nuclear en el núcleo de un reactor nuclear.	[reactor-año]	Min

Se trabajará con el árbol de objetivos de la figura 1 que se establece con los indicadores antes previstos:

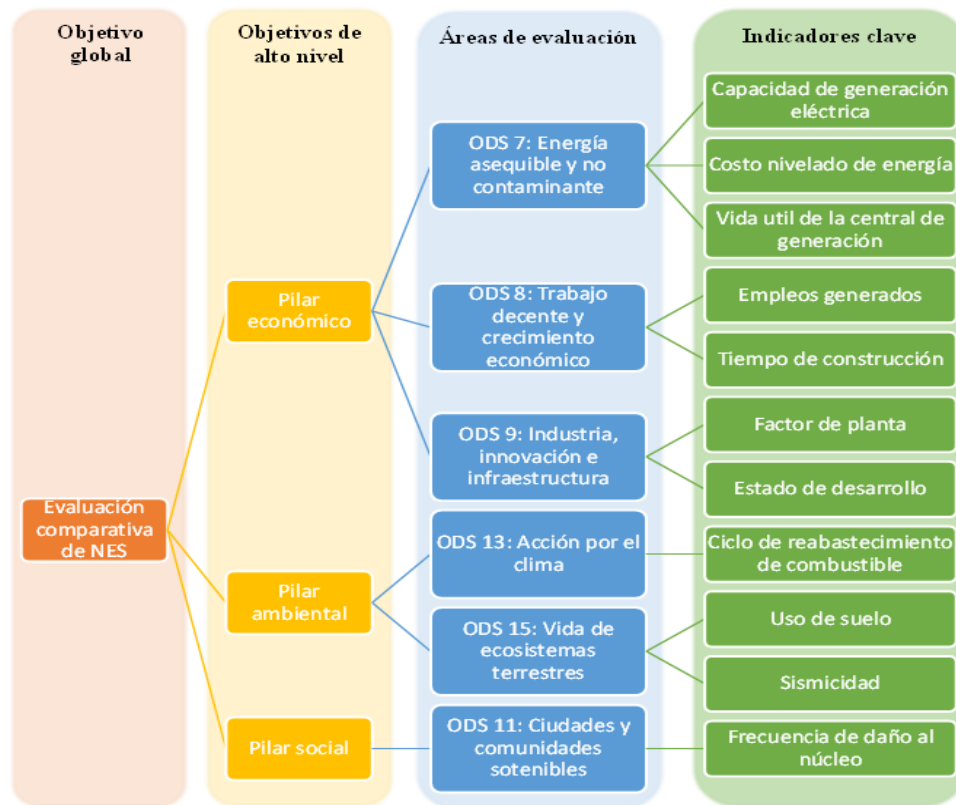


Figura 1. Árbol de objetivos

El árbol de objetivos se estructura de manera jerárquica en tres niveles: objetivos de alto nivel, las áreas de evaluación y los indicadores clave, cuyo objetivo es mostrar el desempeño de un sistema, siendo posible la necesidad de múltiples indicadores para una evaluación completa del sistema.

4.2. Tabla de desempeño

La tabla de desempeño, tabla III refleja la estructura organizada con base en la jerarquía proporcionada en el árbol de objetivos. La puntuación estará sujeta a las unidades del indicador y los valores que se manejan en cada uno de ellos.

Tabla III. Tabla de desempeño

Objetivos de Alto Nivel	Nombres de las Areas	Nombres de los Indicadores	Abreviación de los Indicadores	Calificación MIN	Calificación MAX	BWRX-300	VOYGR	SMART
Pilar Económico	ODS 7	Capacidad de generación eléctrica	KI-1	110.00	426.00	290.00	426.00	110.00
Pilar Económico	ODS 7	Costo nivelado de energía	KI-2	50.00	202.90	50.00	65.00	202.90
Pilar Económico	ODS 7	Vida útil de la central de generación	KI-3	60.00	60.00	60.00	60.00	60.00
Pilar Económico	ODS 8	Empleos para operación	KI-4	0.72	1.82	0.72	1.57	1.82
Pilar Económico	ODS 8	Tiempo de construcción	KI-5	26.00	38.00	26.00	36.00	38.00
Pilar Económico	ODS 9	Factor de planta	KI-6	95.00	97.00	95.00	97.00	96.00
Pilar Económico	ODS 9	Estado de desarrollo	KI-7	1.00	4.00	2.00	4.00	1.00
Pilar Ambiental	ODS 13	Ciclo de reabastecimiento de combustible	KI-8	24.00	36.00	24.00	24.00	36.00
Pilar Ambiental	ODS 15	Uso de suelo	KI-9	90.69	818.18	90.69	164.32	818.18
Pilar Ambiental	ODS 15	Sismicidad	KI-10	0.30	0.40	0.30	0.40	0.30
Pilar Social	ODS 11	Frecuencia de daño al núcleo	KI-11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

Con base en el árbol de objetivos, se elaboró la tabla IV con los respectivos factores de ponderación, otorgándole el mayor peso a la aceptabilidad, seguido de la seguridad y por último el desempeño.

Tabla IV. Tabla de factores de peso

Objetivos de Alto Nivel	Pesos de Objetivos	Nombres de Areas	Pesos de Areas	Nombres de Indicadores	Pesos de Indicadores	Pesos Finales
Pilar Económico	0.400	ODS 7	0.5	KI-1	0.4	0.080
Pilar Económico	0.400	ODS 7	0.5	KI-2	0.5	0.100
Pilar Económico	0.400	ODS 7	0.5	KI-3	0.1	0.020
Pilar Económico	0.400	ODS 8	0.3	KI-4	0.400	0.048
Pilar Económico	0.400	ODS 8	0.3	KI-5	0.600	0.072
Pilar Económico	0.400	ODS 9	0.2	KI-6	0.400	0.032
Pilar Económico	0.400	ODS 9	0.2	KI-7	0.6	0.048
Pilar Ambiental	0.400	ODS 13	0.3	KI-8	1	0.120
Pilar Ambiental	0.400	ODS 15	0.7	KI-9	0.7	0.196
Pilar Ambiental	0.400	ODS 15	0.7	KI-10	0.3	0.084
Pilar Social	0.200	ODS 11	1	KI-11	1	0.200

4.3. Tabla de función de valor de atributo único

Dentro de la tabla de valores de la función de atributo, tabla V, la hoja de trabajo calcula los valores de las funciones de valor de un solo atributo, dependiendo de una función lineal o exponencial de valor creciente o decreciente. El uso de un valor creciente o decreciente dependerá de los objetivos establecidos, se puede buscar minimizar un valor, por ejemplo, costos, o maximizar un valor como lo puede ser la generación de empleos. Es importante que se ha dado preferencia a la opción de más baja potencia con el objetivo de poder considerar una variedad más amplia de sitios en los que se podría instalar un SMR en el Sistema Eléctrico Nacional.

Tabla V. Tabla de función de valor de atributo único

Objetivos de Alto Nivel	Nombres de Areas	Nombre Abreviado Indicador	Meta	Fórmula*	Potencia* Exponencial	Dominio de la función de valor (VF)*	MIN VF dominio	MAX VF dominio	BWRX-300	VOYGR	SMART
Pilar Económico	ODS 7	KI-1	min	lin	1	local	110.00	426.00	0.430	0.000	1.000
Pilar Económico	ODS 7	KI-2	min	lin	1	local	50.00	202.90	1.000	0.902	0.000
Pilar	ODS 7	KI-3	max	lin	1	local	60.00	60.00	0.000	0.000	0.000

Económico											
Pilar Económico	ODS 8	KI-4	max	lin	1	local	0.72	1.82	0.000	0.769	1.000
Pilar Económico	ODS 8	KI-5	min	lin	1	local	26.00	38.00	1.000	0.167	0.000
Pilar Económico	ODS 9	KI-6	max	lin	1	local	95.00	97.00	0.000	1.000	0.500
Pilar Económico	ODS 9	KI-7	max	lin	1	local	1.00	4.00	0.333	1.000	0.000
Pilar Ambiental	ODS 13	KI-8	max	lin	1	local	24.00	36.00	0.000	0.000	1.000
Pilar Ambiental	ODS 15	KI-9	min	lin	1	local	90.69	818.18	1.000	0.899	0.000
Pilar Ambiental	ODS 15	KI-10	max	lin	1	local	0.30	0.40	0.000	1.000	0.000
Pilar Ambiental	ODS 11	KI-11	max	lin	1	local	0.00	0.00	0.000	1.000	0.900

*Se aplicó una fórmula de normalización lineal con potencia exponencial igual a 1 y usando valores locales de la tabla para normalización.

4.4. Clasificación de Resultados

La hoja de trabajo de la clasificación de los resultados es la principal lista donde se interpretan los resultados del cálculo y formulan recomendaciones para los tomadores de decisiones. Se muestran en la tabla VI conforme a la información de los objetivos de alto nivel de las funciones de valor multi-atributo.

Tabla VI. Tabla de clasificación de resultados

Niveles	BWRX-300	VOYGR	SMART
Función de valor multiatributo	0.418	0.679	0.444
Calificaciones de los objetivos de alto nivel con pesos base			
Pilar Económico	0.222	0.219	0.144
Pilar Ambiental	0.196	0.260	0.120
Pilar Social	0.000	0.200	0.180
Calificaciones de las áreas con pesos base			
ODS 7: Energía asequible y no contaminante	0.134	0.090	0.080
ODS 8: Trabajo decente y crecimiento económico	0.072	0.049	0.048
ODS 9: Industria, innovación e infraestructura	0.016	0.080	0.016
ODS 13: Acción por el clima	0.000	0.000	0.120
ODS 15: Vida de ecosistemas terrestres	0.196	0.284	0.180
ODS 11: Ciudades y comunidades sostenibles	0.000	0.200	0.180

Dentro de la función de valor multiatributo encontramos al reactor VOYGR, con una puntuación de 0.679, como el reactor mejor puntuado en el estudio y gráficamente lo podemos ver en la figura 2, en segundo lugar, tenemos el reactor SMART con una puntuación de 0.444 y en tercer lugar tenemos el reactor BWRX-300.

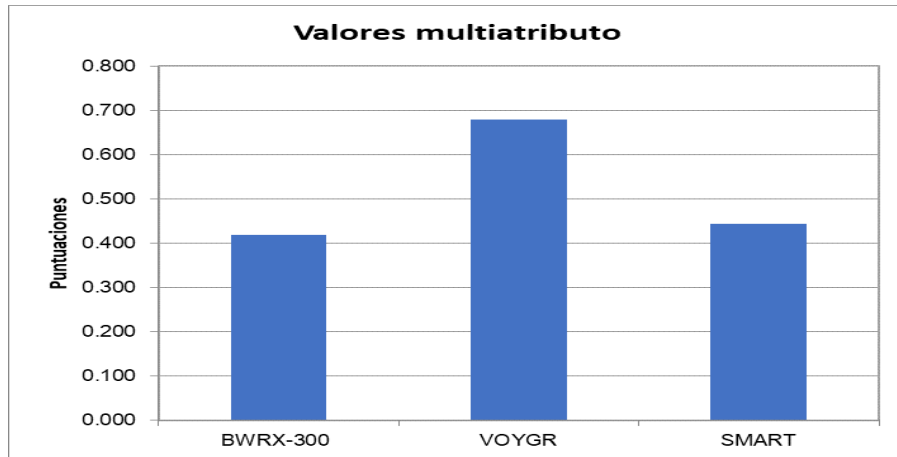


Figura 2. Valores de la función multiatributo.

Como se observa en la figura 3, el pilar ambiental es el objetivo de alto nivel con mayor aportación en el reactor VOYGR, con un valor de 0.260. En cuanto a al reactor BWRX-300 el pilar económico es el objetivo de alto nivel con mayor aportación en los puntajes del reactor, con un valor de 0.222 mientras que el pilar social es el mejor calificado en el reactor SMART con 0.180.

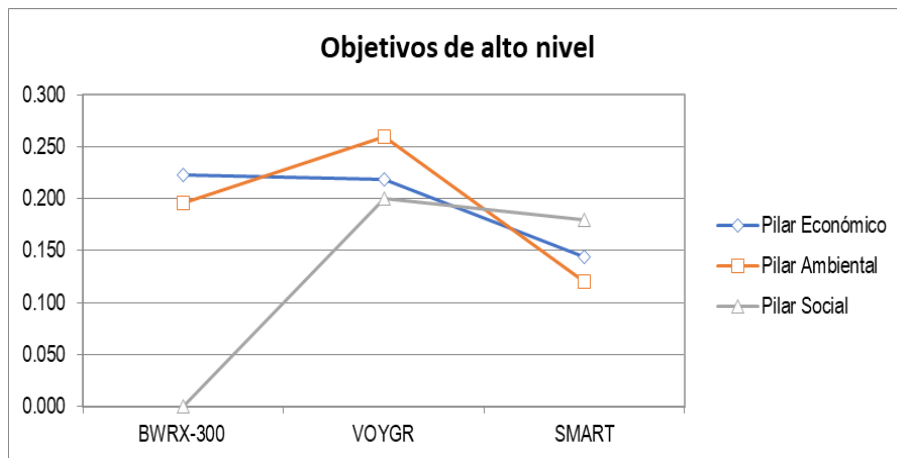


Figura 3. Puntuaciones de los objetivos de alto nivel.

Dentro de la figura 4, el reactor VOYGR cuenta con las mejores puntuaciones en el ODS 11 y el ODS 15, gráficamente se muestra que el ODS 11 y el ODS 15 son los de mayor contribución al puntaje del reactor SMART, seguido del ODS 13. Mientras que el reactor BWRX-300 tiene como

área con mejor puntuación al ODS 15 y en segundo lugar el ODS 7. En el ODS 13 queda mejor calificado el SMART.

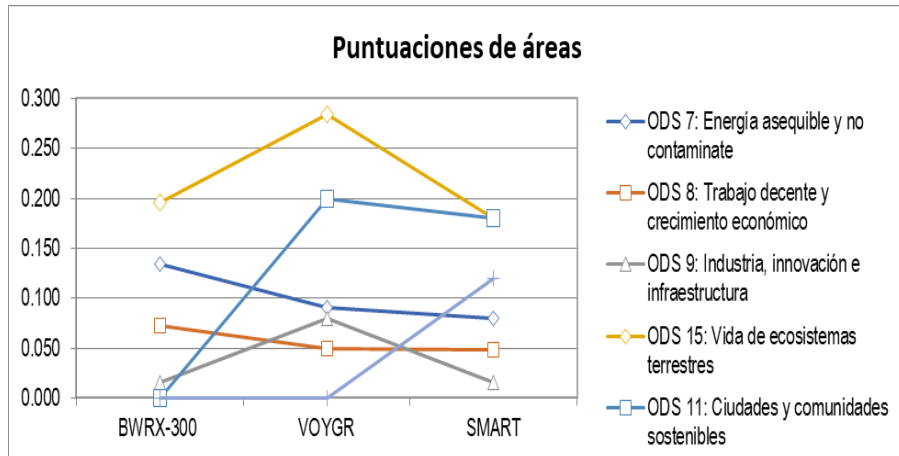


Figura 4. Puntuaciones de las áreas de estudio.

4.5. Análisis de sensibilidad de los pesos

El análisis de sensibilidad otorga la capacidad de efectuar un estudio de sensibilidad sencillo de los valores de los factores de ponderación, los valores que corresponden a las funciones de valores de atributos múltiples se denominan “caso base”. En el análisis de sensibilidad de la tabla VII se modifican los pesos para los factores de ponderación y se realiza una comparación entre el caso base y el caso modificado.

Tabla VII. Tabla de análisis de sensibilidad

		BWRX-300	VOYGR	SMART
Sensibilidad de los pesos	Caso Base	0.418	0.679	0.444
	Caso Modificado	0.461	0.655	0.378
Sensibilidad Función valor multiatributo	Caso Base	0.418	0.679	0.444
	Caso Modificado	0.404	0.655	0.430

Para el análisis de sensibilidad se modificaron los pesos de los objetivos de alto nivel en donde el pilar económico tiene un peso de 0.3, el pilar ambiental se asignó con un peso de 0.6, así como el pilar social, se asignaron con un peso de 0.1.

De manera gráfica en la figura 5 se muestra que debido a la modificación realizada el reactor BWRX-300 aumenta su puntuación llegando a 0.461 en la sensibilidad de los pesos, mientras que el reactor VOYGR registra una disminución a 0.655 y el reactor SMART registra una puntuación menor llegando a 0.378, siendo notable que el BWRX-300 se posiciona como el segundo mejor calificado.

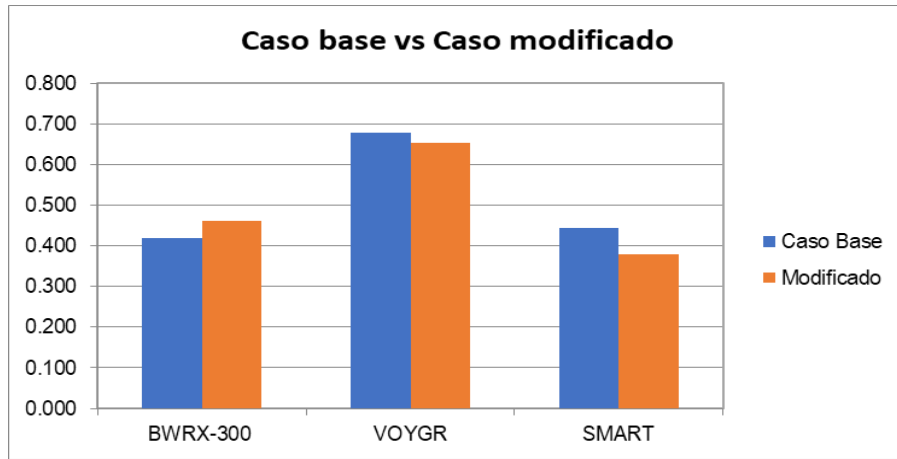


Figura 5. Puntuaciones del análisis de sensibilidad de los pesos.

En cuanto al análisis de sensibilidad de la función de valor multiatributo de la figura 6 los tres reactores presentan una disminución en las puntuaciones, sin embargo, se mantiene el reactor de NuScale como el reactor con mejor puntuación y como segunda opción se mantiene el reactor nuclear SMART.

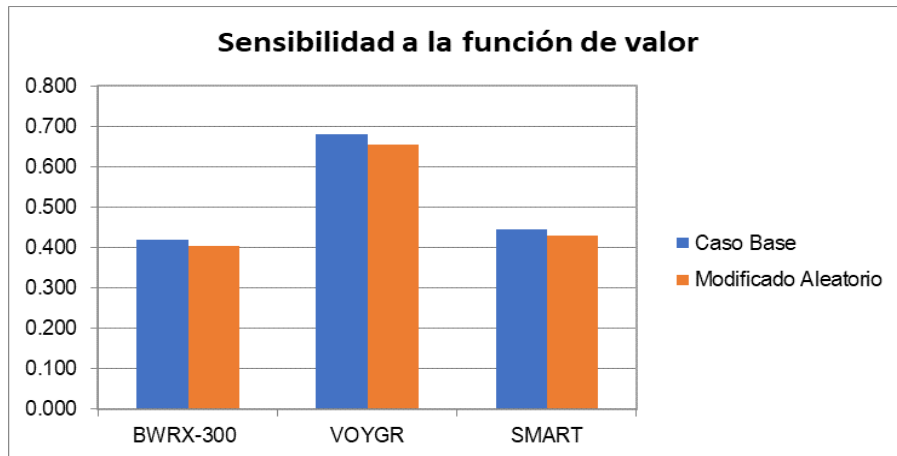


Figura 6. Puntuaciones del análisis de sensibilidad de la función multiatributo.

5. CONCLUSIONES

Se obtiene como resultado dos principales reactores para considerar en un despliegue nuclear en México, el reactor VOYGR de NuScale como el mejor calificado en nuestro análisis debido a la participación principal de los ODS 11 y 15, mientras que el reactor SMART se posiciona como el segundo mejor calificado en nuestro análisis. Las principales ventajas de las centrales VOYGR es la factibilidad de generación eléctrica, pues el fabricante ofrece tres diferentes configuraciones con la principal ventaja generar electricidad con el primer reactor instalado mientras el resto sigue en construcción. Además del desarrollo en la implementación y certificaciones, debido a ser el reactor más avanzado en estos temas.

El reactor BWRX-300 presenta mejores rendimientos económicos en cuanto a LCOE junto con una unidad de generación de 300 [MWe] lo que los posiciona como una gran opción en la expansión de energía nuclear en México. Gracias a la capacidad de generación de 110 [MWe] el reactor SMART se presenta como una segunda opción para considerarse para una futura expansión de la energía nuclear en el país, pues el desarrollo en investigaciones y licenciamientos proveerá un reactor competitivo económicamente para nuestro país.

Del análisis de sensibilidad podemos notar la influencia de los pesos en el análisis pues al determinar darle mayor peso al pilar ambiental y menor peso al pilar social, el reactor BWRX-300 resulta el segundo mejor calificado, concluyendo que en base a las necesidades de nuestro país ambos reactores son opciones viables dependiendo del desarrollo tecnológico que tengan a lo largo del tiempo. Para una planeación energética futura, se puede considerar incluir unidades de generación de 2-4 módulos con la finalidad de disminuir los costos de construcción, logrando proyectos óptimos y con mayor tiempo de operación.

AGRADECIMIENTOS

Agradecimientos al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por el apoyo mediante la beca de posgrado, a la Sociedad Nuclear Mexicana por el apoyo para asistir al 34 congreso anual en La Paz, Baja California Sur. A la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) y al Posgrado de Ingeniería por permitir realizar mis estudios de posgrado.

REFERENCIAS

1. “PRODESEN 2023-2037”, SENER, Ciudad de México, México (2023)
2. “La tecnología nuclear al servicio de los Objetivos de Desarrollo Sostenible”, Organismo Internacional de Energía Atómica, https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull/bull573_sept2016_0.pdf, (2016).
3. “Nuclear’s contribution to achieving the UN Sustainable Development Goals”, World Nuclear Association, <https://world-nuclear.org/getmedia/87cb4c06-9bbd-4c95-a1e4-a2d653b7a3ba/Nuclears-contribution-to-achieving-the-UN-Sustainable-Development-Goals.pdf.aspx>, (2021).
4. “Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm”, International Atomic Energy Agency, https://nucleus.iaea.org/sites/smr/Shared%20Documents/SMR%20Booklet_22-9-22.pdf, (2022).
5. “BWRX-300”, <https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300>, (2023)
6. “Status Report-BWRX-300”, https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf, (2019)
7. “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”, IAEA Advanced Reactors Information System, 2022 Edition, (2022)
8. Mark R. Weimar, Ali Zbib, Don Todd, Techno-economic Assessment for Generation III+ Small Modular Reactor Deployments in the Pacific Northwest, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington (2021).
9. “Feasibility of Small Modular Reactor”, SaskPower, Ontario, Canada (2021)

10. “NuScale”, <https://www.nuscalepower.com/en/products/voygr-smr-plants> (2022).
11. “NuScale SMR Technology: An ideal solution for repurposing U.S. coal plant infrastructure and revitalizing communities”, NuScale, (2021)
12. “Status Report-NuScale SMR”, https://aris.iaea.org/PDF/NuScale-NPM200_2020.pdf, (2020)
13. “Status Report 77-System Integrated Modular Advanced Reactor (SMART)”, <https://aris.iaea.org/PDF/SMART.pdf>, (2011)
14. “SMART. The Earliest Deployable Integral Reactor in the World”, <https://www.kaeri.re.kr/>, (2023)
15. Kyu-dong Han, Myung-sub Roh, Economic Assessment of SMART Deployment in Korea using DEEP 5.1, Gyeongio, Korea 2015.

Track 6

Protección y Seguridad Radiológica

Dosis en Órganos Utilizando el Código Monte Carlo y Dosímetros OSL 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; jpginedo@uaz.edu.mx; idavila@uaz.edu.mx

Resumen

El estudio tiene como objetivo conocer con mayor detalle las dosis que reciben los órganos más expuestos a la radiación: tiroides, hígado, estomago, riñones y vejiga, en el tratamiento con ^{131}I después de la tiroidectomía, en una persona que ha ingerido una actividad de 150 mCi. Se realizaron simulaciones considerando los fotones y electrones emitidos por el radionúclido en el software MCNP6 tomando como base el fantoma matemático ORNL, el fantoma mencionado corresponde a un adulto femenino el cual fue creado utilizando el código MCNP por el Laboratorio Nacional de Los Álamos. Se consideraron actividades promedio para los diferentes órganos por donde se transporta el ^{131}I a partir de un modelo biocinético realizado anteriormente y considerando un intervalo de tiempo de 30 horas que corresponde al tiempo de hospitalización de una persona que recibe este tratamiento. Se adaptó el fantoma matemático realizando algunos cambios como lo fue incluir superficies. Para las mediciones experimentales se utilizaron dosímetros OSL los cuales se colocaron pegados al cuerpo a la altura de cada órgano de interés y permanecieron con el paciente durante las 30 horas de hospitalización, esto con el objetivo de medir indirectamente la dosis de los órganos, luego se retiraron y fueron enviados a su lectura.

El órgano que recibió mayor dosis fue la tiroides debido a las propiedades de retención de ^{131}I en este órgano, seguido por la vejiga, riñones, estómago e hígado. Posteriormente se realizó una comparación de resultados obtenidos con los dosímetros OSL y dosímetros simulados en MCNP6. El órgano de la tiroides es el que tiene mayor diferencia entre ambos métodos, debido a que en la simulación se considera una tiroides completa y en la parte experimental los pacientes ya habían pasado por una tiroidectomía, por lo que ya solo tenían restos de tejido. Los resultados obtenidos permitirán tener valores para ajustar las actividades promedio del modelo biocinético usado y la simulación (con un volumen de tiroides reducido) para tener un modelo completo que permita estimar las dosis en los diferentes órganos de un paciente con tiroidectomía que se somete a un tratamiento de iodoterapia. De los resultados experimentales destaca que, al egresar el paciente, la tiroides aún tiene una actividad considerable (20.5% de la actividad inicial) 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 (DTC) se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía a fin de realizar la ablación del tejido tiroideo residual y el tratamiento de recidivas o metástasis. El éxito de la terapia consiste en alcanzar una dosis letal en los restos del tejido tumoral sin exceder la dosis de tolerancia en tejidos sanos. La dosis depositada 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].

Los tratamientos de la administración oral de yodo radiactivo se llevan a cabo en forma de líquido o cápsulas. La forma líquida del ^{131}I tiene factores de riesgo más elevados, como la vaporización, el derrame y la necesidad de gestionar los desechos de mayor actividad. El uso del ^{131}I en forma de cápsula simplifica los procedimientos de manipulación en comparación con la forma líquida del ^{131}I . Las actividades discretas oscilan entre 30 mCi y 200 mCi. Los pacientes a los que se les administre ^{131}I con actividad de 100 y 150 mCi necesitan ser hospitalizados durante 24 horas, mientras que aquellos con actividad de 200 mCi requieren de 36 a 48 horas de hospitalización [2,3].

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 simulaciones y modelos biocinéticos para tener una planeación adecuada en cada tratamiento donde se utilice ^{131}I .

Conocer las dosis que reciben los órganos de un paciente en el tratamiento con ^{131}I a partir de simulaciones con el programa MCNP6 es de gran utilidad ya que permite realizar una planeación a cada tratamiento para así garantizar la protección radiológica del paciente. Además, permite realizar el transporte de la radiación gamma que alcanza a salir del cuerpo del paciente, lo que nos permite planear la protección radiológica del personal ocupacionalmente expuesto y familia, para reducir las exposiciones innecesarias.

2. METODOLOGÍA

Este trabajo tiene como objetivos principales conocer la dosis interna a partir del código MCNP6 y la dosis externa mediante dosímetros OSL pegados al cuerpo a la altura de órganos de interés. La comparación de los resultados brindará información para generar un modelo biocinético y una simulación de MCNP6 que represente a un paciente con tiroidectomía que se somete a un tratamiento de iodoterapia.

2.1 Dosis Interna a partir del Código MCNP6

Para conocer la dosis interna se consideró a un paciente que ha ingerido 150 mCi, el primer paso fue desarrollar un archivo de entrada en el programa Monte Carlo, se tomó como referencia el fantoma matemático ORNL [4], que se modificó para adecuarlo a los objetivos del trabajo. En esta simulación se tomaron en cuenta valores de actividad promedio en diferentes órganos considerando un intervalo de 30 horas. Estas actividades, mostradas en la Tabla I, fueron calculadas a partir de un modelo biocinético realizado anteriormente [5].

Tabla I. Actividades promedio en diferentes órganos debida a ingesta de 150 mCi de ¹³¹I.

Órgano	Actividad promedio en mCi
Tiroides	3.055E+01
Estómago	1.013E+01
Riñones	1.637E+00
Hígado	1.013E+00
Vejiga	6.352E+00

En el programa MCNP6 se realizó un archivo de entrada con base en el código del fantoma matemático ORNL de un adulto femenino [4] quien ha ingerido ¹³¹I con una actividad de 150 mCi, se midió la tasa de dosis interna y externa (a contacto con el cuerpo) en los órganos de interés (tiroides, hígado, estomago, riñones y vejiga).

El primer paso fue elaborar un archivo de entrada para el transporte de fotones, se definieron las celdas que conformaran el cuerpo del paciente en base al fantoma matemático, una de las principales adiciones fue la incorporación de las celdas 76 a la 80 que representan a los dosímetros pegados al cuerpo (sobre la piel) a la altura de cada órgano, como se muestra en el fragmento de código en la Figura 1.

```

76 6 -3.95 539 -540 541 -542 543 -544 imp:p=4 $osl Al203 tiroides
77 6 -3.95 545 -546 -547 548 549 -550 imp:p=4 $osl Al203 hígado
78 6 -3.95 557 -558 559 -560 561 -562 imp:p=4 $osl Al203 estómago
79 6 -3.95 573 -574 541 -542 -577 578 imp:p=4 $osl Al203 vejiga
80 6 -3.95 591 -592 541 -542 595 -596 imp:p=4 $osl Al203 riñones
87 0          -2:-7:8:-9:10:15 imp:p=0 $void space
c end of cell Cards
```

Figura 1. Celdas que representan a los dosímetros OSL agregadas al código del fantoma ORNL.

Después se agregan los materiales correspondientes a los dosímetros como lo es el óxido de aluminio que compone a los dosímetros OSL y el plástico abs correspondiente a la carcasa de los dosímetros, como se muestra en la Figura 2.

```

c Material Cards
c m1  55137 1.0 $ source
m2  7000 0.8 8000 0.2 $air
m3  1000 10.454E-02 6000 22.663E-02 7000 2.490E-02 8000 &
    63.525E-02 11000 0.112E-02 12000 0.013E-02 14000 0.030E-02 &
    15000 0.134E-02 16000 0.204E-02 17000 0.133E-02 19000 &
    0.208E-02 20000 0.024E-02 26000 0.005E-02 30000 0.003E-02 &
    37000 0.001E-02 40000 0.001E-02 $soft tissueo
m4  1000 10.134E-02 6000 10.238E-02 7000 2.866E-02 8000 &
    75.752E-02 11000 0.184E-02 12000 0.007E-02 14000 0.006E-02 15000 &
    0.080E-02 16000 0.225E-02 17000 0.266E-02 19000 &
    0.194E-02 20000 0.009E-02 26000 0.037E-02 30000 0.001E-02 &
    37000 0.001E-02 $lung
m5  1000 7.337E-02 6000 25.475E-02 7000 3.057E-02 8000 &
    47.893E-02 9000 0.025E-02 11000 0.326E-02 12000 0.112E-02 14000 0.002E-02 &
    15000 5.095E-02 16000 0.173E-02 17000 0.143E-02 19000 &
    0.153E-02 20000 10.190E-02 26000 0.008E-02 30000 0.005E-02 &
    37000 0.002E-02 38000 0.003E-02 82000 0.001E-02 $skeleton
m6  26000 0.6 8000 0.4 $ OSL (fracciones atómicas, DE ALUMINIO Y OXIGENO)
m7  6000 0.852 1000 0.0806 7000 0.0663 $ carcasa de plastico abs del osl
    
```

Figura 2. Materiales agregados al código del fantoma ORNL.

Para representar a la fuente radiactiva (^{131}I) se comenzó con un archivo donde se únicamente se transportarán fotones, para lo cual, se define el tipo de partículas que emitirá la fuente, se define el modo p que es utilizado para el transporte de fotones, se consideran las diferentes energías de los fotones que libera el ^{131}I a través de una distribución discreta con las energías de las gamas del radionúclido asociadas con su probabilidad de emisión, y finalmente se especifica un volumen que contenga al órgano fuente. El código correspondiente a la definición de la fuente se muestra en la Figura 3.

También es necesario incluir contadores (*tallies*) que a través de los cuales se estimarán las dosis recibidas en las diferentes celdas de interés. Para esto usamos el contador *F8 que estima la energía (en MeV) depositada en una celda, se prefirió este contador en lugar del contador F6 que estima dosis en MeV/g, debido a que el *F8 da una estimación más exacta en condiciones donde no hay Equilibrio de Partículas Cargadas (CPE, por sus siglas en Inglés) [6]. El código para incluir los contadores que estimarán las dosis se muestra en la Figura 3.

```
mode p
sdef   par=2 erg=d1 x=d2 y=d3 z=d4 cel=44
si1    L 0.364 0.636 0.284 0.080 0.722
sp1    D 0.815 0.0716 0.0612 0.0262 0.0177
si2    h -2.2 2.2
sp2    0 1
si3    h -5.2 -1.8
sp3    0 1
si4    h 63 69
sp4    0 1
c Tally Cards
*f8:p  76 77 78 79 80 11 13 45 10 44 12 14
fc8    *** Resultados del tally F8 en MeV ***
print  85 30 60 10 110 126
ctme   480
```

Figura 3. Definición de la fuente y tally.

Con las adiciones al código del fantoma matemático ORNL mostradas hasta este punto, se crearon cinco archivos de entrada donde uno sólo de los diferentes órganos es fuente y los demás son blancos. El órgano que es fuente usa la actividad promedio mostrada en la Tabla I. Hasta aquí llega la descripción de la elaboración de los archivos de entrada para fotones, sigue la descripción de la elaboración de los archivos de entrada para betas (electrones).

Los archivos de entrada para los electrones son muy similares a los ya presentados para fotones, lo único que cambia es el tipo de partículas que emite la fuente y la distribución de estas, ya que en este caso corresponden a un espectro y no a una distribución discreta de gamas monoenergéticas como es el caso de los fotones. Para el decaimiento beta del ^{131}I se tienen que generar partículas que correspondan al espectro beta de ese radionúclido, mostrado en la Figura 4 y esto se logró a partir de la figura que describe al espectro, obteniendo las coordenadas de puntos representativos del espectro con la herramienta webplotdigitizer para definir la función de distribución de la energía de las betas que se usará en los archivos de entrada. Se consideraron 12 puntos equidistantes para generar el espectro de las partículas beta en los archivos de entrada de MCNP6, el código que describe a la fuente de betas se muestra en la Figura 5, junto con las líneas para definir al contador que estimará la dosis. El tally se encuentra sobre una sola celda, esto es debido a que las partículas beta emitidas en el órgano fuente sólo afectan a ese órgano ya que por su rango tan corto no pueden llegar a otros órganos, a diferencia de los rayos gamma que sí pueden afectar a órganos lejanos.

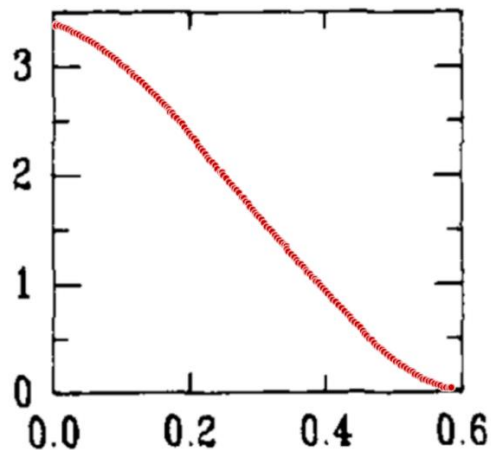


Figura 4. Puntos del espectro de partícula beta del ¹³¹I tomados con el programa webplotdigitizer.

```

mode e
sdef      par=3 erg=d1 x=d2 y=d3 z=d4 cel=44
si1      A 0.050637336 0.107778858 0.151177482 0.202532521 0.253164249 &
          0.301384943 0.352981086 0.402166193 0.44990468 0.501983029 &
          0.554061379 0.582993795
sp1      3.24913284 2.982842633 2.724727114 2.352151493 1.967518117 &
          1.608685084 1.237609905 0.899891503 0.589441346 0.271239517 &
          0.083008365 0.030323022
si2      h -2.2 2.2
sp2      0 1
si3      h -5.2 -1.8
sp3      0 1
si4      h 70 75
sp4      0 1
c Tally Cards
*f8:e    44
print    85 30 60 10 110 126
ctme     180
    
```

Figura 5. Definición de la fuente y tally, para electrones.

2.2 Dosis Externa Mediante Dosímetros OSL

La medición de dosis por medio de dosímetros se realizó siguiendo las recomendaciones de la NCRP-155-2007, antes de ingresar al paciente y el día de alta se tomaron mediciones de exposición del espacio de hospitalización (Figura 6), también se tomaron mediciones a un metro de distancia del paciente. El sistema dosimétrico OSL de Landauer usado en este trabajo, está compuesto por los dosímetros InLight proporcionados por la compañía Alsa Dosimetría.



Figura 6. Monitoreo antes de que ingrese el paciente y después de su alta.

El paciente tuvo una ingesta de 150 mCi de actividad de ^{131}I en forma de capsulas. Se le colocó un collarín en el cuello con el dosímetro encargado de realizar la medición del órgano de la tiroides, como se muestra en la Figura 7 (izquierda). Además, el paciente utilizó una bata con dosímetros a la altura de los órganos como se muestra en la Figura 7 (derecha) (las alturas de los órganos se tomaron en base a un adulto estándar respecto al piso). Los dosímetros se colocaron a la hora del ingreso del paciente y permaneció con ellos durante las 30 horas que estuvo hospitalizada.

El día de alta del paciente se le asignó un nuevo dosímetro el cual utilizo junto con el collarín proporcionado a la altura de la tiroides y también a la persona que estaría al cuidado de él este dosímetro lo uso a la altura del torax, estos últimos fueron retirados 7 días después, cuando el paciente regresa al rastreo post dosis terapéutica. Finalmente, los dosímetros se enviaron a su lectura a la empresa Alsa Dosimetría.



Figura 7. A la izquierda se muestra el collarín que se utilizó en el tratamiento con su respectivo dosímetro y a la derecha la bata con los dosímetros para de medición de los otros órganos.

3. RESULTADOS

A partir de la simulación con el código MCNP6 fue posible cumplir el primer objetivo de este trabajo que es conocer las dosis en los órganos de interés, en la Tabla II se puede observar la diferencia de aportación de dosis entre los fotones y las betas, las betas tienen mayor concentración esto debido a que son absorbidas en su totalidad en cada órgano por su bajo rango. La tiroides es el órgano que recibe más dosis debido a sus propiedades de retención de yodo, después se tiene a la vejiga esto debido a que la mayor cantidad de yodo es eliminado por la orina, después se tiene riñones, estómago e hígado. Estos resultados corresponden a una ingesta de ^{131}I con una actividad de 150 mCi en un intervalo de 30 horas.

Tabla II. Dosis obtenidas en los órganos mediante simulación Monte Carlo para fotones y electrones.

Órgano	Dosis Sv/hr (Fotones)	Error Sv/hr (Fotones)	Dosis Sv/hr (Electrones)	Error Sv/hr (Electrones)	Dosis Total Sv/hr	Error Total Sv/hr
Tiroides	4.0E-01	1E-04	1.2E+01	3E-01	1.2E+01	3E-01
Estómago	2.3E-02	7E-06	3.8E-01	4E-04	4.0E-01	4E-04
Riñones	4.8E-03	1E-06	3.0E-02	6E-06	3.5E-02	6E-06
Hígado	2.0E-03	5E-07	4.4E-03	2E-06	6.4E-03	2E-06
Vejiga	1.4E-02	4E-06	1.6E-01	4E-04	1.7E-01	4E-04

La Tabla III muestra los resultados obtenidos correspondientes a la simulación en MCNP6 después de 30 horas de la ingesta de ^{131}I con una actividad de 150 mCi, esto para los dosímetros OSL colocados a la altura de cada órgano sobre la piel.

Tabla III. Dosis obtenidas en los OSL mediante simulación Monte Carlo.

Órgano	Dosis MC (Sv/hr)	Error
Tiroides OSL	1.3E-01	3E-05
Estómago OSL	7.1E-03	4E-06
Riñones OSL	2.2E-03	2E-06
Hígado OSL	1.3E-03	2E-06
Vejiga OSL	5.3E-03	3E-06

Para cumplir el segundo objetivo de este trabajo se realizó la etapa experimental donde se trabajó con un paciente con tiroidectomía que se sometió al tratamiento con ^{131}I ingiriendo una actividad de 150 mCi, se midió la dosis al contacto con el cuerpo a la altura de los órganos de interés con dosímetros OSL, los cuales permanecieron en el paciente durante 30 horas. En la Tabla IV se muestra como las dosis recibidas en los 5 órganos es muy similar.

Tabla IV. Dosis al contacto a la altura de los órganos medida dosímetros OSL, para una ingesta de 150 mCi.

Órgano	Dosis (Sv/hr)
Tiroides OSL	4.6E-03
Estómago OSL	4.6E-03
Riñones OSL	3.6E-03
Hígado OSL	3.7E-03
Vejiga OSL	2.4E-03

La Tabla V muestra la comparación de los dosímetros OSL experimentales contra los dosímetros simulados en MCNP6, donde se aprecia con mayor facilidad la diferencia que existe entre los dos métodos utilizados.

Tabla V. Dosis en dosímetros simulados en MCNP6 y experimentales, para una ingesta de 150 mCi.

Órgano	Dosis MC (Sv/hr)	Dosis Experimental (Sv/hr)	Error Porcentual
Tiroides OSL	1.3E-01	4.6E-03	3E+03
Estómago OSL	7.1E-03	4.6E-03	5E+01
Riñones OSL	2.2E-03	3.6E-03	4E+01
Hígado OSL	1.3E-03	3.7E-03	6E+01
Vejiga OSL	5.3E-03	2.4E-03	1E+02

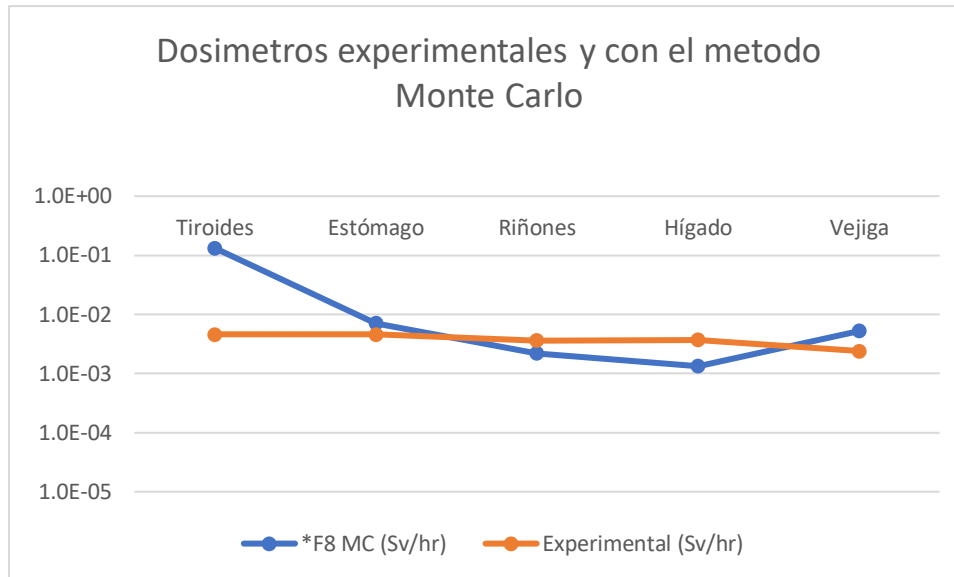


Figura 8. Dosis en dosímetros simulados en MCNP6 y experimentales, para una ingesta de 150 mCi.

En la Figura 8 se comparan los resultados de la dosis externa mediante dos métodos por Monte Carlo y de forma experimental se puede apreciar la mayor diferencia de dosis en el órgano de la tiroides esto se le atribuye a que en Monte Carlo se considera una tiroides completa y en la parte experimental los pacientes ya han pasado por una tiroidectomía por lo que ya solo tenían restos del tejido. Considerando lo anterior al tener una tiroides completa en la simulación de Monte Carlo es lógico tener mayor concentración de dosis en este órgano. Los resultados de los demás órganos son muy similares.

4. CONCLUSIONES

La simulación mediante el código MCNP6 es de gran utilidad ya que nos permite conocer las dosis que reciben los órganos de interés de un paciente que recibe tratamiento de ^{131}I , para así determinar que órganos requieren mayor supervisión y cuidado. Asimismo, nos permite simular dosímetros virtuales al contacto con el paciente para comparar con los dosímetros experimentales

Mediante los métodos utilizados para comparar la dosis externa se aprecia la mayor diferencia en el órgano de la tiroides, en el código MCNP6 se obtuvo mayor dosis que de forma experimental. A partir de la comparación de las dosis en los dos casos, se propone modificar el modelo biocinético usado y la simulación de forma que se elabore un modelo adaptado a personas que han pasado por una tiroidectomía. Los valores altos de error porcentual en la Tabla V se reducirán una vez que se realice la adaptación del modelo.

El desarrollo de un nuevo modelo para pacientes con tiroidectomía ayudará a asegurar la protección radiológica del paciente, POEs, y familiares al cuidado de este ya sea en la clínica o en su domicilio al conocer las dosis y exposición que genera el tratamiento a diferentes tiempos.

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 Humanidades, Ciencia y Tecnología (CONAHCYT) 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. Al Aamri, M., Ravichandran, R., Binukumar, J. P., & Al Balushi, N.. “Therapeutic applications of radioactive 131 iodine: Procedures and incidents with capsules”, *Society of Nuclear Medicine*, **31(3)**, 176, (2016).
3. Chen, M. K., & Cheng, D. W. “What is the role of dosimetry in patients with advanced thyroid cancer?”, *Current opinion in oncology*, **27(1)**, 33-37 (2015).
4. Elbashir, B. O., Dong, M. G., Sayyed, M. I., Issa, S. A., Matori, K. A., & Zaid, M. H. M. “Comparison of Monte Carlo simulation of gamma ray attenuation coefficients of amino acids with XCOM program and experimental data”. *Results in Physics*, 9, 6-11, (2018).
5. 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, “DOSIS DE ÓRGANOS UTILIZANDO EL MODELO BIOCINÉTICO EN IODOTERAPIA”, *Memorias Sociedad Nuclear Mexicana*, (2022).
6. Reed, A. L. “Medical physics calculations with MCNP: a primer. *Boston, MA: Los Alamos National Laboratory*”, X-3 MCC, LA-UR-07-4133, (2007).
7. International Commission on Radiological Protection, “ICRP Publication 137 Part 3: Occupational Intakes of Radionuclides”, *Ann. ICRP* **46(3/4)**, (2017).
8. 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).
9. Organismo Internacional de Energía Atómica., “Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos”, *Guía de seguridad*, p. 91 (2004).

Bajas dosis de radiación gamma modifican la expresión de Hsp70 en células HaCaT

Manuel Venancio Muñoz Juárez, Jesús Rodríguez Vergil, Kevin Said Ramírez Dávila, David Alejandro García López y Consuelo Letechipía De León

Universidad Autónoma de Zacatecas

Jdn. Juárez N°147, Centro histórico, 98000 Zacatecas, Zacatecas, México.

*mm5748082@gmail.com, jesusrov1999@gmail.com, kevin.said.uaz@gmail.com,
davidrockerdagal@gmail.com, crenchelo@gmail.com*

Sergio Hugo Sánchez Rodríguez*

Unidad Académica de Ciencias Biológicas. Universidad Autónoma de Zacatecas.

Jardín Juárez 147, Zona Centro, Zacatecas, Zacatecas, México. C.P.: 98000.

smdck@hotmail.com,

Resumen

Las radiaciones ionizantes pueden ser naturales o artificiales, tienen utilidad para el ser humano como herramientas de diagnóstico y el tratamiento de enfermedades, sin embargo, las dosis que recibe el cuerpo humano son acumulables, lo que puede generar daño a corto o largo plazo. Actualmente se tiene reglamentada la dosis permisible por año que no causa daño celular. Una de las patologías reportadas que genera este efecto por exposición a la radiación ionizante en el humano es la leucopenia. Tomando en cuenta que el primer órgano que se expone a estas radiaciones es la piel, en este proyecto se evaluaron los cambios en la expresión de la proteína Hsp70 como bioindicador de estrés celular en células HaCaT irradiadas con bajas dosis de radiación. El modelo biológico fue cultivado a confluencia en cajas Petri bajo condiciones óptimas, posteriormente se irradiaron con una fuente de ¹³⁷Cs a distintas dosis (73.5, 110.5 y 184.3 µGy). Después se analizó la expresión de la proteína Hsp70 por PAGE-SDS, Western blot e inmunodetección por ECL. Se determinó el incremento de la expresión de Hsp70 a 73.5 µGy, y posteriormente a medida que la dosis de exposición aumentó, disminuyó su expresión, este comportamiento es indicativo que a bajas dosis de radiación gamma se induce estrés celular en células HaCaT. Por lo anterior estos hallazgos estiman que la sobreexpresión de la proteína Hsp70 son un bioindicador de estrés celular en citoqueratinocitos humanos expuestos a bajas dosis de radiación gamma y sugieren medidas de protección radiológica más seguras.

1. INTRODUCCIÓN

Los organismos biológicos están cada vez más expuestos a las radiaciones gamma donde pueden recibir bajas o altas dosis de radiación, especialmente los seres humanos, mayoritariamente a

través de procedimientos de diagnóstico clínico y también en la aplicación de técnicas analíticas nucleares para otras aplicaciones, así como en accidentes radiológicos.

Los niveles bajos de radiación gamma provocan un riesgo estocástico para la salud, que para la evaluación de la dosis de radiación se define como la probabilidad de inducción de cáncer y daño genético y las dosis altas producen efectos determinísticos, que es la gravedad del daño tisular agudo que seguramente ocurrirá. La exposición aguda a altas dosis conduce rápidamente a lesiones importantes, además, los efectos a largo plazo de la exposición incluyen problemas de salud que van desde la fibrosis hasta el cáncer (Moroni et al., 2013).

Para evaluar las radiolesiones que genera la exposición a radiación gamma, es importante utilizar modelos biológicos adecuados que sean representativos del organismo, y que minimicen el sufrimiento biológico, por esta razón uno de los principales modelos que se utilizan en la investigación radiobiológica, son cultivos *in vitro* como células HaCaT, dichas células son citoqueratinocitos humanos, las cuales por su naturaleza representan la primer barrera biológica que puede estar expuesta a las radiaciones respondiendo a cambios en su medio habitual y a situaciones de estrés celular. Uno de los mecanismos biológicos más investigados que tienen tanto las células procariotas como eucariotas para lidiar con el potencial daño que genera la exposición a radiación gamma es la activación de la sobreexpresión de las proteínas de choque calórico Hsp por sus siglas en inglés (Heat shock proteins) (Coronato et al., 1999). De la familia de estas proteínas, la proteína Hsp70 se considera un bioindicador utilizado para evaluar el daño celular por la exposición a radiaciones ionizantes, sin embargo, para radiación gamma de bajas dosis en células HaCaT hay poca información en la literatura de tal manera que este proyecto contribuye a los conocimientos científicos en el área de estudio.

2. RADIACIÓN GAMMA

2.1. Interacción de la radiación gamma con organismos biológicos a nivel celular.

La interacción de los rayos gamma con las células y su daño es una función de probabilidad. Dado que la reparación celular suele tener lugar, el daño permanente no será necesariamente el resultado de una interacción de las radiaciones ionizantes (RI) con el tejido vivo y también se considera que la deposición de energía a una célula ocurre muy rápidamente, entre 10 y 18 segundos aproximadamente y de forma aleatoria. Estas interacciones y daños a nivel celular, a su vez pueden afectar órganos y todo el sistema, pero cabe mencionar que no existe daño celular único y específico asociado con la radiación (Miller et al., 2020), sin embargo, la acción de la radiación en la célula se puede clasificar en directa o indirecta según el medio donde se produzca la cesión de energía (Voos et al., 2018).

En la interacción directa, toda la célula es afectada porque las macromoléculas de esta (proteína o ADN) son afectadas a nivel que ocurra la total muerte celular o genere mutaciones en el ADN (Helm y Rudel, 2020). Una de la principal causa de este tipo de muerte celular son las roturas de doble cadena del ADN (DSB, por sus siglas en inglés) ya que, si no se repara o se repara de manera incorrecta, las DSB puede causar aberraciones cromosómicas así como conducir a enfermedades humanas, incluido el cáncer (Vignard et al., 2013).

La acción indirecta ocurre cuando la energía de la radiación se deposita en la célula e interactúa con el agua celular en lugar de las macromoléculas (Bolus, 2001). Dado que la mayor parte de los

organismos vivos está compuesta de agua (sobre el 80 % en media de peso), la sección eficaz molecular del agua con respecto al total es muy grande, y la probabilidad de que se produzca un evento sobre una molécula de agua será, por lo tanto, también muy elevada. Esta acción implica la radiólisis del agua, un mecanismo muy importante que se describe como la absorción de energía a través de moléculas de agua y que puede producir moléculas de alta reactividad química (especies reactivas de oxígeno y especies reactivas de nitrógeno) potencialmente tóxica para la célula.

Estos efectos o daños biológicos en moléculas y ciertas estructuras celulares, son los predecesores de los efectos físicos y químicos, se tratan de ser reparados dentro de la célula a cargo de distintos mecanismos de supervivencia celular, de los cuales se involucra la expresión de las proteínas de choque térmico, siendo la Hsp70 necesaria dentro de estos mecanismos, en el caso de no poder serlo a tiempo, o que la reparación sea defectuosa, derivaran en la aparición de modificaciones biológicas (mutaciones genéticas) o en la muerte celular (Manti y D'Arco, 2010).

3. PROTEÍNAS DE CHOQUE TÉRMICO

En 1962, Ritossa descubrió un patrón de "hinchazón" en los cromosomas de polietileno de las glándulas salivales de *Drosophila* expuestas al calor. Este descubrimiento es el primer paso en el estudio de un grupo de proteínas llamadas HSP (Roh et al., 2008). Normalmente, la mayoría funcionan como chaperonas moleculares (proteínas de unión a la cadena polipeptídica), unas tienen la capacidad de unirse a otras proteínas y mediar en su plegamiento, transporte e interacciones con otras proteínas. Son una familia de proteínas que resume diferentes proteínas, las cuales se clasifican según su peso molecular y son altamente conservadas. Se inducen tanto en células procariotas como en eucariotas en respuesta a una serie de tensiones fisiológicas y ambientales como lo son: el choque térmico, inflamación, infecciones, contaminantes ambientales, radiación ultravioleta, radiación de baja frecuencia y campos de radiación gamma. También se sobreexpresan en neoplasias malignas, que contribuyen al crecimiento, diferenciación, invasión y metástasis tumorales; en células tumorales juega un papel importante en la tumorigénesis al inhibir la apoptosis y la senescencia (Ortiz-Letechipia et al., 2019). La inducción de HSP en respuesta al estrés sirve para proteger contra el insulto inicial, aumentar la recuperación y producir un estado de resistencia al estrés posterior en la célula. Este papel protector de las HSP se puede atribuir a varias propiedades funcionales, incluida la prevención de la agregación de proteínas y la promoción de la desagregación de proteínas al catalizar el replegamiento de proteínas dañadas o desnaturalizadas (Beere et al., 2000). Significa que las proteínas de choque térmico son necesarias para una supervivencia exitosa en condiciones ambientales adversas (Jonak et al., 2006).

3.1. Hsp70 como bioindicador de estrés celular.

Como parte de la familia de HSP se encuentran las proteínas Hsp de peso molecular 70, son las más conservadas en la evolución, siendo constitutivas, inducibles y localizadas en diferentes orgánulos intracelulares. Su principal función en condiciones normales es mediar los procesos de plegamiento de proteínas recién sintetizadas y transporte de las mismas, además, restaura el equilibrio del proteoma de la célula al ayudar a replegar las proteínas desnaturalizadas o en su eliminación y en la actividad de ATPasa. Sin embargo, cuando existen procesos de estrés celular

donde se dan rupturas o plegamientos anormales de proteínas, las Hsp70 censan estas moléculas replegándolas nuevamente o las llevan a su degradación.

Se comprobó que, tras un choque térmico, se acumulan Hsp70 en el interior del nucléolo, estructura donde se fabrican los ribosomas. Confiere protección al centrosoma y filamentos intermedios (Coronato et al., 1999).

En forma constitutiva se expresa a niveles bajos o indetectables en células sanas y sin estrés y en la forma inducible por calor se expresa en niveles basales bajos, pero se induce rápidamente por la progresión del ciclo celular que consiste o inicia con la proteína quinasa activada por mitógenos, regulada por señal extracelular (MAPK/ERK) y las cascadas de señal de la proteína quinasa activada por estrés (SAPK) que activan los factores de choque térmico (Balogi et al., 2019).

Varios estudios recientes han demostrado que Hsp70 funciona para modular el compromiso y/o la progresión de la apoptosis inducida por una amplia variedad de estímulos. (Beere et al., 2000). En la señalización apoptótica, la Hsp70 altamente expresada interfiere en varios puntos, incluida la liberación del citocromo C, la activación de caspasas, la acumulación de proteínas mal plegadas, la generación de especies reactivas de oxígeno y la fragmentación del ADN, además, la inhibición de Hsp70 aumenta la sensibilidad de las células a la apoptosis. Por tanto, Hsp70 modula directa o indirectamente las vías apoptóticas intrínsecas y extrínsecas (Kumar et al., 2016).

Tomando en cuenta lo anterior el presente proyecto consistió en obtener y cultivar células HaCaT, las cuales se irradiaron con radiación gamma, para posteriormente evaluar el posible daño que genera este factor ambiental mediante la evaluación del bioindicador de daño celular Hsp70, y con esto contribuir en los conocimientos mundiales respecto a los efectos biológicos que desencadena la exposición a radiación.

4. CÉLULAS HaCaT

Tomando en cuenta que la defensa primaria que protege al individuo contra las agresiones del medio, es la piel y siendo el órgano complejo más grande de nuestra anatomía, las principales células afectadas por la radiación gamma serían las de este, donde se distinguen tres capas principales: la epidermis, la dermis y la hipodermis o tejido celular subcutáneo. La primera mencionada es la de mayor exposición al medio exterior del organismo, es un epitelio poliestratificado y queratinizado del que surgen los folículos pilosebáceos, las glándulas sudoríparas y las uñas. Se constituye de cuatro tipos celulares: melanocitos, células de Merkel, células fagocíticas de Langerhans y citoqueratinocitos. Estos últimos son células puramente epiteliales que constituyen el 90% del epitelio plano estratificado, son las células que mayormente reciben, interactúan y son dañadas por la radiación gamma. Se denominan citoqueratinocitos porque, a lo largo de su desarrollo, mientras es empujado desde la base del epitelio hacia los estratos superiores por el crecimiento de nuevas células, se van cargando de proteínas o filamentos llamados queratinas. Su crecimiento y diferenciación están influenciados por diversas citocinas, entre ellas: el factor de crecimiento epidérmico (EGF) y la interleucina-1 (IL-1), que actúan como estimulantes y el factor transformador del crecimiento (TGF), que suprime su proliferación y diferenciación (Da Freitas et al., 2013). Los modelos *in vitro* de

citoqueratinocitos (cultivos primarios) exhiben muchas características fenotípicas que no se encuentran en las células normales, pese a que se han visto obstaculizados por los estrictos requisitos de cultivo y las limitaciones impuestas por las propiedades inherentes de las células, la línea de células HaCaT espontáneamente inmortalizadas han sido un modelo ampliamente utilizado debido a su facilidad de propagación y fenotipo casi normal (Deyrieux. y Wilson, 2007).

5. METODOLOGÍA

5.1. Modelo de estudio: citoqueratinocitos humanos, líneas celulares (HaCaT).

5.2. Cultivo celular: se obtuvieron células HaCaT del laboratorio de microRNAs, UAZ, siendo adquiridas de la American Type Culture Collection. Las células fueron cultivadas a 36.5 °C en botellas de plástico desechables (Costar 3151, Cambridge, Ma) con una atmosfera de 95% de aire y 5% de dióxido de carbono (SteriCult 200, Forma Scientific, Ohio) en 20 ml de medio basal Eagle modificado de Dulbecco (cDMEM; D1152, Sigma Chemical Co. St. Louis, Mo.) con penicilina (100 U/ml), estreptomycin (100 µg/ml; *In vitro*, México), insulina (0.08 U/mL; Eli Lilly, México), y 10% de suero fetal bovino certificado (FBS) (Gibco BRL, 16000-028, Grand Island, N.Y.). Para desprender las células del sustrato se utilizó tripsina y la adición del EDTA (*In Vitro*, México) que ayuda a romper los enlaces de calcio y también a la fijación al sustrato. Fueron sembradas a confluencia (5×10^6 /ml) en cajas de poliestireno (Costar) (Figura 1). Hecho esto, se procedió a sembrar 6 cajas para poder exponerlos a la fuente radioactiva de ^{137}Cs .



Figura 1. Cajas con cultivos de línea celular HaCaT.

5.3. Exposición de células HaCaT a radiación gamma: las muestras se irradiaron poniendo cada línea celular (contenida en una caja Petri) en una plataforma plástica a 10 cm de la fuente de ^{137}Cs que emite rayos gamma de 0.662 MeV, ubicada en la Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN), UAZ. La fuente radiactiva se colocó en la parte central del arreglo experimental (Figura 2), alrededor de él y a una distancia de 10 cm se colocaron las muestras experimentales. Todo se llevó a cabo dentro de una incubadora para mantener la temperatura a 37

°C y el proceso de exposición se llevó a cabo bajo las medidas regulatorias de protección radiológica para la fuente sellada. Después de la irradiación, los cultivos se colocaron en una incubadora durante 45 minutos en reposo a 37 °C para permitir que las células activen sus mecanismos de reparación proteica y nuclear.

Durante la exposición a la fuente de ^{137}Cs , se calcularon las dosis absorbidas de las muestras como lo indica la Tabla 1.

Tabla I. Dosis real absorbida en cada una de las muestras en función del tiempo de exposición.

Muestra	Tiempo de exposición *RI **Temperatura	Dosis (μGy)
1	0*	0.0
2	40 °C**	Control positivo (calor)
3	1*	73.5
4	1.5*	110.5
5	2.5*	184.3

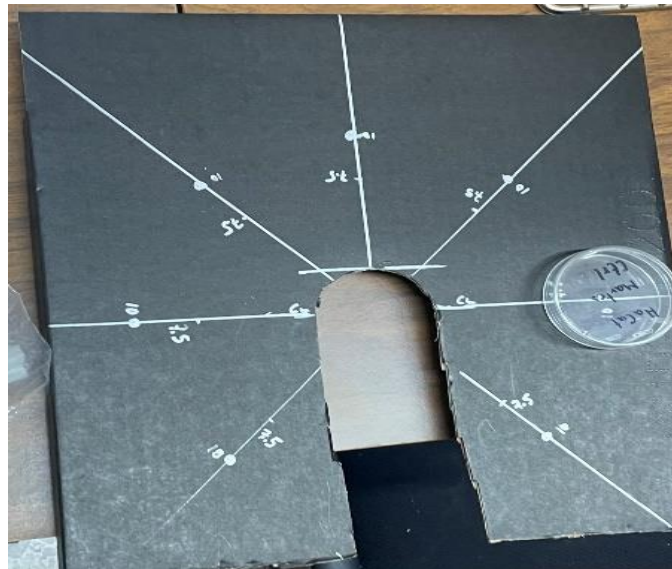


Figura 2. Arreglo experimental utilizado para la irradiación de los queratinocitos con radiación gamma proveniente de una fuente de ^{137}Cs .

5.4. Calibración de dosímetros TLD/100: se utilizaron dosímetros termoluminiscentes (TLD) del tipo 100, (Lithium fluoride, Li natural), los cuales son de tipo cinta de 3.2 x 3.2 x 0.89 mm de

Harshaw, TLD 100 se utilizan ampliamente para la dosimetría de rayos X y rayos gamma de 10 pGy a 10 Gy. Antes de su uso los TLDs se calentaron a 400 °C por 1 hora para borrarlos. Durante su exposición grupos de 4 TLDs que se colocaron en tubos eppendorf, los grupos de TLD-100 se expusieron a tiempos de 0, 55, 95, 135, 186 y 235seg a una distancia de 10 cm entre la fuente de ¹³⁷Cs y las muestras. Un grupo de TLDs-100 se usó para medir la radiación de fondo (0 disparos). Este mismo procedimiento se repitió donde la dosis se midió con un monitor de estado sólido RaySafe modelo ThinX RAD que se activa cuando se exponen las muestras a la fuente de ¹³⁷Cs. El mismo número de tiempos usados para exponer los TLDs se usaron con el equipo RaySafe.

5.5. Cálculo de la Dosis Absorbida: durante la exposición a los rayos gamma, se utilizaron TLDs, para calcular la dosis absorbida, cuya respuesta se midió con el lector Harshaw 3500 calentándolos en atmósfera de nitrógeno de 50 a 350 °C con un gradiente de 10 °C/segundo. Las respuestas de cada grupo de TLDs expuestos se promediaron y se corrigieron con la respuesta promedio de los TLDs usados para medir el fondo. Estos valores se correlacionaron con las lecturas del monitor RaySafe y se obtuvo una correlación ($r^2 = 0.9987$) entre la respuesta de los TLDs en nanoCoulombs y el número de tiempos de exposición de las células a la fuente de ¹³⁷Cs.

5.6. Lisis celular: después de las irradiaciones, las células fueron lavadas con 3 ml de buffer de fosfato frío pH 7.2 (Gibco BRL, Grand Island NY, USA, 21300-58), para posteriormente ser lisadas con 500 µl de buffer de lisis (1% Triton X-100, 140 mM NaCl, 1 mM EDTA, 10 mM Tris-HCl pH 7.6, e inhibidor de proteasas 11697498001, Roche Diagnostics). Con la ayuda de una espátula para cultivos celulares se raspó el fondo de la caja Petri y se obtuvo el extracto celular. Los extractos celulares fueron colectados, homogenizados y centrifugados a 14,000 rpm durante 10 min a 4 °C, con la finalidad de obtener proteínas solubles de los sobrenadantes.

5.7. Cuantificación de proteínas: la cuantificación de proteínas se realizó a partir de la fracción soluble obtenida en la lisis celular, mediante la técnica descrita por Bradford en 1976 (Bradford 1976).

5.8. Determinación Hsp70 mediante PAGE-SDS y Western blot: el análisis de la expresión de proteínas Hsp70 se realizó para cada una de las unidades experimentales, se tomaron 20 mg de proteína y se caracterizaron en geles de poliacrilamida (PAGE-SDS al 7.5%) de acuerdo a la técnica descrita por Laemmli en 1970 (Laemmli 1970). Una vez que se realizaron las corridas electroforéticas, las proteínas contenidas en los geles de poliacrilamida se transfirieron a membranas de nitrocelulosa (Hybond-C RPN 303 C, Amersham, Little Chalfont, Buckinghamshire), de acuerdo al método descrito por Towbin et al. en 1979 (Towbin et al. 1979).

5.9. Inmunodetección: una vez que el papel de nitrocelulosa retuvo las proteínas se procedió a bloquear los sitios inespecíficos de las membranas con solución PBS-Caseína al 3% durante toda la noche a 4 °C, transcurrido este tiempo, se adicionó el anticuerpo monoclonal primario anti Hsp70 (SC-24 Santa Cruz Biotechnology®, USA) en dilución 1:1000 en un periodo de tiempo de una hora a temperatura ambiente y en agitación (25 rpm), seguido a esto se realizaron 7 lavados con solución PBS y PBS-TWEEN de forma alternada (5 min, con agitación constante de 45 rpm), a continuación se agregó el anticuerpo secundario peroxidado anti-IgG de ratón (anti ratón IgG-HRP conjugado SC-2005 Lot F0412 Santa Cruz Biotechnology®, USA.) por una hora, para después nuevamente lavar 8 veces. Finalmente, para revelar, se adicionó a las membranas una

solución de ECL (GERPN2232 - ECL™ Prime Western Blotting System), la cual interaccionó con los anticuerpos peroxidados y emitió una señal foto lumínica, que fue evaluada mediante el fotodocumentador Image Lab (Bio-Rad® Laboratories) obteniendo el análisis de densitometría óptica, para determinar el grado de expresión de proteína Hsp70 (Cornejo et al., 2014).

5.10. Análisis Estadístico: para los experimentos con radiación gamma se hicieron 3 repeticiones. Los análisis estadísticos se realizaron utilizando los programas Microsoft Excel® y GraphPad Prism 8.0.1. La expresión de Hsp70 se cuantificó calculando unidades arbitrarias de la densidad óptica de la expresión de proteínas empleando el software Image Lab versión 2.0.1 build 18 (Copyright © 2009 de Bio-Rad ® Laboratories). Las diferencias entre los grupos experimentales se analizaron mediante un análisis de varianza unidireccional (ANOVA) seguido de pruebas t de student. Las figuras que comparan las diferencias entre los grupos experimentales fueron representadas gráficamente mediante GraphPad Prism y expresados como media \pm error estándar. Se consideró estadísticamente significativo un valor de $p < 0.05$.

6. RESULTADOS

6.1. Cultivo celular

En el presente proyecto se obtuvieron un total de 14 cultivos a confluencia de células HaCaT (Figura 3). Estos cultivos fueron irradiados con una fuente de ^{137}Cs la cual emite radiación gamma, los periodos de irradiación fueron de: 1, 1.5 y 2.5 minutos, realizando los cálculos de las dosis absorbidas de los cultivos celulares estas dosis correspondieron a 73.7, 110.5 y 184.3 μGy respectivamente.

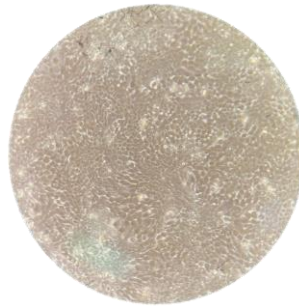


Figura 3. Células HaCaT sembradas a confluencia ($5 \times 10^6/\text{ml}$).

6.2. Expresión de la proteína Hsp70

Se evaluó la expresión de la proteína Hsp70 de cada unidad experimental mediante el análisis de las medias de las densidades ópticas obtenidas de las inmunodetección. Todas las medias de las densidades ópticas de la expresión de Hsp70 tuvieron una diferencia significativa respecto al control basal. Como control positivo se observó la expresión de Hsp70 con tratamiento térmico a 40 °C; seguido de la media de densidad óptica de la exposición de 1 minuto que corresponde a la

dosis de 73.5 μGy ; después de la exposición de 1.5 minutos con la dosis de 110.5 μGy y por último en la exposición de 2.5 minutos con la dosis de 184.3 μGy . La expresión de la proteína Hsp70 presenta un incremento a los 73.5 μGy , y posteriormente a medida que la dosis de exposición aumenta, disminuye su expresión (Figura 4).

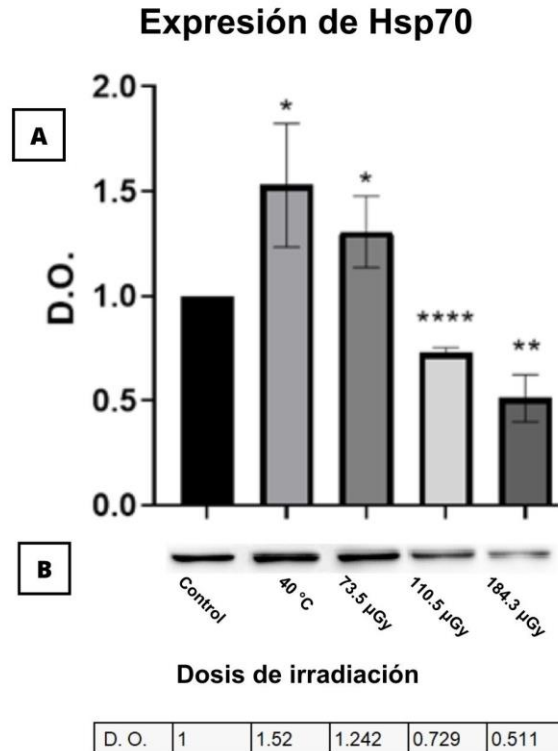


Figura 4. A) Medidas de la densidad óptica de la expresión de Hsp70 (\pm error estándar) en líneas celulares HaCaT expuestas a radiación gamma con dosis de 73.7 μGy , 110.5 μGy y 184.3 μGy . B) Imagen representativa de la expresión de Hsp70 realizada con la técnica de Western Blot-ECL.

7. DISCUSIÓN

Se determinó la expresión de un bioindicador de estrés celular, la proteína Hsp70 como ha sido reportado por Mayer, 2013. Los resultados de la presente investigación muestran la presencia de la proteína Hsp70 en las muestras analizadas control. Lo anterior correlaciona con otros autores que han demostrado que las Hsp se expresan de manera constitutiva y ubicua en las células eucariotas, donde participan en el mantenimiento del funcionamiento celular (Chatterjee & Burns, 2017; Tang et al., 2021).

Así mismo, cuando se analizó la expresión en las células expuestas a radiación gamma, se incrementa. En el trabajo reportado por Murakami et al., 2015 donde analizaron la expresión de algunas proteínas con la muerte celular por apoptosis en células irradiadas, concluyeron que la proteína Hsp70 tiene un rol en la recuperación de la célula al estar estresada. Se observó un

incremento respecto al control por exposición a radiación gamma a las diferentes dosis, siendo la primera dosis (73.5 μ Gy) la que presento un incremento cuantitativamente más significativo ($p < 0.05$). Estos datos coinciden en diferentes modelos experimentales irradiados con rayos gamma, como en células C3H 10T1/2 y células NIH3T3 de ratón que mostraron una sobreexpresión de Hsp70 después de la irradiación, lo anterior reportado por Calini et al., 2003. Algo semejante ocurre con células recuperadas de glándulas salivales de uno de los organismos más radio tolerantes (*Chironomus ramosus*) reportado por Datkhile et al., 2011.

El análisis en la expresión de la Hsp70 indica un grado de estrés impuesto por el campo de radiación gamma al que están expuestos los queratinocitos. Por último, es importante resaltar que en términos de dosimetría cualquier unidad y/o cantidad específica de radiación natural o artificial al que se expone el cuerpo humano se debe tomar en cuenta, ya que el presente estudio muestra a dosis bajas una respuesta celular como lo es la expresión de Hsp70 que indica un grado de estrés para la célula. De ahí la importancia de establecer en lo laboral un uso y límite de exposición a la RI (Durán, 2013; Durham, 2006; Durán et al., 2013).

8. CONCLUSIONES

La exposición de los citoqueratinocitos *in vitro* a bajas dosis de radiación gamma proveniente de una fuente de ^{137}Cs genera estrés celular, el cual fue censado mediante la sobreexpresión del biomarcador Hsp70.

La presente investigación muestra que las HaCaT son células muy radiosensibles las cuales se pueden seguir utilizando como un modelo de estudio para analizar radiosensibilidad por la exposición a dosis bajas de radiación gamma y pueden ser aplicadas para sugerir medidas de protección radiológica más seguras.

AGRADECIMIENTOS

Al responsable del Laboratorio de Mediciones Nucleares Dr. Héctor René Vega Carrillo de la Unidad Académica de Estudios Nucleares, UAZ.

REFERENCIAS

1. Balogi, Z., Multhoff, G., Jensen, T. K., Lloyd-Evans, E., Yamashima, T., Jäättelä, M., Harwood, J. L. y Vígh, L., “Hsp70 interactions with membrane lipids regulate cellular functions in health and disease”, *Progress in Lipid Research*, **74**, p. 18-30 (2019).
2. Bolus, N. E., “Basic Review of Radiation Biology and Terminology”, *Journal of Nuclear Medicine Technology*, **29(2)**, p. 67 (2001).
3. Bradford, M. M., “Un método rápido y sensible para la cuantificación de cantidades de microgramos de proteína utilizando el principio de unión de proteína-colorante”, *Bioquímica analítica*, **72**, p. 248-254 (1976).
4. Calini, V., Urani, C. y Camatini, M., “Overexpression of Hsp70 is induced by ionizing radiation in C3H 10T1/2 cells and protects from DNA damage”, *Toxicology in Vitro*, **17(5)**, p. 561-566 (2003).

5. Chatterjee, S. y Burns, T. F., “Targeting Heat Shock Proteins in Cancer: A Promising Therapeutic Approach”, *International journal of molecular sciences*, **18(9)**, p. 1978 (2017).
6. Cornejo, A., Serrato, A., Rendón B. y Rocha, M.G., *Herramientas moleculares aplicadas en ecología: aspectos teóricos y prácticos*. ISBN. Pp. 27-50 (2014).
7. Coronato, S., Di Girolamo, W., Salas, M., Spinelli, O. y Laguens, G., “Biología de las proteínas del shock térmico”, *Cátedra de Patología B, Facultad de Ciencias Médicas, Universidad Nacional de La Plata, Medicina, Buenos Aires, Argentina*, 15-VI-1999, **59**, p. 477-86 (1999).
8. Da Freitas, L., Saenz, A. M., Ruiz, Á. y González, F., “Queratinocitos y queratinización”, *Dermatología Pediátrica Latinoamericana*, en línea, enero-abril 2013, **11 (1)** p. 5-11 (2013).
9. Datkhile, K. D., Mukhopadhyaya, R., Dongre, T. K. y Nath, B. B., “Hsp70 expression in *Chironomus ramosus* exposed to gamma radiation”, *Int J Radiat Biol*, **87(2)**, p. 213-221 (2011).
10. Deyrieux, A. F. y Wilson, V. G., “In vitro culture conditions to study keratinocyte differentiation using the HaCaT cell line”, *Cytotechnology*, **54**, p. 77-83 (2007).
11. Durham, J., “Concepts, quantities, and dose limits in radiation protection dosimetry”, *Radiation Measurements*, **41**, p. S28-S35 (2006).
12. Durán, A., Hian, S. K., Miller, D. L., Le Heron, J., Padovani, R. y Vano, E., “Recommendations for occupational radiation protection in interventional cardiology”, *Catheterization and Cardiovascular Interventions*, **82(1)**, p. 29-42 (2013).
13. Helm, J. S. y Rudel, R. A., “Adverse outcome pathways for ionizing radiation and breast cancer involve direct and indirect DNA damage, oxidative stress, inflammation, genomic instability, and interaction with hormonal regulation of the breast”, *Arch Toxicol*, **94(5)**, p. 1511-1549 (2020).
14. Jonak, C., Klosner, G. y Trautinger, F., “Heat shock proteins in the skin”, *Int J Cosmet Sci*, **28(4)**, p. 233-241 (2006).
15. Kumar, S., Stokes, J., 3rd, Singh, U. P., Scissum Gunn, K., Acharya, A., Manne, U. y Mishra, M., “Targeting Hsp70: A possible therapy for cancer”, *Cancer letters*, **374(1)**, p. 156-166 (2016).
16. Manti, L. y D'Arco, A., “Cooperative biological effects between ionizing radiation and other physical and chemical agents”, *Mutat Res*, **704(1-3)**, p. 115-122 (2010).
17. Mayer, M. P., “Hsp70 chaperone dynamics and molecular mechanism”, *Trends Biochem Sci*, **38(10)**, p. 507-514 (2013).
18. Murakami, N., Kühnel, A., Schmid, T. E., Ilicic, K., Stangl, S., Braun, I. S., Gehrman, M., Molls, M., Itami, J. y Multhoff, G., “Role of membrane Hsp70 in radiation sensitivity of tumor cells”, *Radiation oncology*, **10**, p. 149-149 (2015).
19. Moroni, M., Maeda, D., Whitnall, M. H., Bonner, W. M. y Redon, C. E., “Evaluation of the gamma-H2AX assay for radiation biodosimetry in a swine model”, *Int J Mol Sci*, **14(7)**, p. 14119-14135 (2013).
20. Ortiz-Letechipia, J., Letechipía de León, C., Sánchez-Rodríguez, S. H. y Vega-Carrillo, H. R., “Rayos X provenientes de equipos odontológicos inducen cambios en la expresión de Hsp70, p53, caspasa-8 y caspasa-3 y / o muerte celular por apoptosis en leucocitos humanos”. Universidad Autónoma de Zacatecas (2019).
21. Roh, B. H., Kim, D. H., Cho, M. K., Park, Y. L. y Whang, K. U., “Expression of Heat Shock Protein 70 in Human Skin Cells as a Photoprotective Function after UV Exposure”, *Annals of dermatology*, **20(4)**, p. 184 (2008).

22. Tang, Y., Pan, A., Liu, Y., & Yin, L., “The diagnostic value of urine heat shock protein 70 and prostatic exosomal protein in chronic prostatitis”, *J Clin Lab Anal*, **2(3)**, p. 7-78 (2021).
23. Towbin H., Staehelin T. y Gordon J., “Electrophoretic transfer of proteins from polyacrylamide gels to nitrocellulose sheets: procedure and some applications”. *Proc Natl Acad Sci U S A*. Sep, **76(9)** p. 4350-4 (1979).
24. Vignard, J., Mirey, G. y Salles, B., “Ionizing-radiation induced DNA double-strand breaks: A direct and indirect lighting up”, *Radiotherapy and Oncology*, **108(3)**, p. 362-369 (2013).
25. Voos, P., Fuck, S., Weipert, F., Babel, L., Tandl, D., Meckel, T., Hehlgans, S., Fournier, C., Moroni, A., Rödel, F. y Thiel, G., “Ionizing Radiation Induces Morphological Changes and Immunological Modulation of Jurkat Cells”, *Frontiers in immunology*, **9**, p. 922-922 (2018).

Track 7

Física, Tecnología y Diseño de Fusión

Sistemas de confinamiento magnético en la UANL

M. Salvador, J.A. González, J. González, E. Chapa, A. Acosta, M.A. Villarreal, D.I. Sánchez, A. Aguilera, H.K. Cantú., S. Martínez, R. M. Chávez, V. M. Arredondo, A. Nieto, M. A. Sanroman, O. A. Muñoz, L. R. Hernández, I. E. Morales, C. A. Briseño, L. F. Garza
Grupo de Investigación en Fusión, Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica, Universidad Autónoma de Nuevo León,
max.salvadorhr@uanl.edu.mx
hector.cantuar@uanl.edu.mx

C. A. Reyes

Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica, Universidad Autónoma de Nuevo León,

Resumen

Dentro de las diversas formas de generación de energía que se encuentran en desarrollo y/o en utilización en nuestra actualidad, se encuentran las: renovables, aquellas que emplean hidrocarburos y la energía nuclear. Dentro de esta última, la fusión por confinamiento magnético muestra una importancia muy interesante que se consolida en la Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica de la Universidad Autónoma de Nuevo León. Esto se logra con el empleo de parámetros físicos notables dentro de la configuración para el confinamiento del plasma y la generación del campo magnético, generando un diseño muy atractivo por el cual, en el año 2018, un convenio con la Universidad Estatal de San Petersburgo (Federación Rusa) y la Universidad Autónoma de Nuevo León (UANL), se tuvo a bien firmar para desarrollar un Tokamak Esférico para ambas universidades con características idénticas. En Nuevo León lo denominamos como: el Tokamak Esférico de Apoyo hacia "T", TEA-T, en Rusia se le conoce como MIFIST. Nuestra Instalación Experimental de Confinamiento Magnético tiene 3 fases, nos encontramos en la primera que es la de construcción. El trabajo que se presenta expone los recursos de la Plataforma Teórica Experimental de Fusión de la UANL y la fase de construcción y ensamblaje actual.

1. INTRODUCCIÓN

Desde los años de la década de 1950, cuando Igor E. Tamm y Andrei D. Sakharov por parte del Instituto Kurchatov en tiempos de la Unión Soviética (URSS) publicaron su artículo fundamental sobre la fusión magnética [1-3], generando una gran investigación en torno a este tipo de fuente de energía, sobre todo en el confinamiento magnético.

El interés por desarrollar la energía con base en la fusión por confinamiento magnético desde un aspecto científico-tecnológico se ha gestado en el Grupo de Investigación en Fusión (GIF) de la Universidad Autónoma de Nuevo León (UANL), pues en el año 2018 se firmó un convenio de colaboración científico-tecnológica para desarrollar una configuración reproducida en 2 Tokamak Esféricos iguales, idénticos, uno para la Universidad Estatal de San Petersburgo (SPbSU, siglas en inglés) Federación Rusa, y el otro para la Universidad Autónoma de Nuevo León, en México.

Siendo el nombre del convenio: Tokamak Esférico con Campo Magnético Toroidal 3T- Proyecto de Investigación Conjunto: México-Rusia. Programa cuyo objetivo principal además de la colaboración e intercambio de información científico y tecnológica es la construcción de dos dispositivos de confinamiento magnético Tokamak Esférico iguales para ambas instituciones y así colaborar con el desarrollo de la investigación en Fusión Nuclear, a través de la configuración Tokamak Esférico en Alto Campo Magnético.

De todas las configuraciones propuestas entre los 2 grupos, incluido la propuesta de diseño del dispositivo de Baja Razón de Aspecto (LAR, siglas en inglés) Tokamak “T” por parte del GIF [4], existe una configuración con la que el GIF estuvo trabajando en conjunto con personal de la SPbSU, concretamente el Profesor G.M. Vorobyov en Monterrey en el año 2019. Este dispositivo es el: “Tokamak Esférico de Apoyo hacia T” (TEA-T), recibe este nombre porque reforzará el diseño y la correspondiente evolución del dispositivo de Baja Razón de Aspecto Tokamak “T” hacia un Tokamak Esférico de mediano tamaño. Esta configuración Tokamak Esférico TEA-T, contempla el uso de plasmas no radioactivos, pudiendo emplear Argón, Hidrógeno en su fase de operación, permitiéndonos abarcar una interesante comprensión del fenómeno del confinamiento magnético empleado en Fusión. Es un Tokamak Esférico que generará no solamente experiencia necesaria para el diseño de plantas de energía de mayor envergadura a través del conocimiento científico-tecnológico adquirido y desarrollado y que sean explotadas como reactores de potencia en este siglo XXI, así como la formación y capacitación de personal ruso-mexicano altamente calificado en esta área de fusión. El Grupo de Investigación en Fusión tiene como base la Facultad de Ingeniería Mecánica y Eléctrica (FIME) de la UANL.

Se ha entonces concluido un diseño que se considera atractivo para un Tokamak Esférico con R: 25 cm, a: 13 cm, B_T : 0.5 T 1era Fase, I_p : 300 kA, k: 2, A: 1.92307, y gracias al convenio con la SPbSU y sus respectivos trabajos publicados se ha gestado una buena colaboración por los investigadores que conforman el equipo del Tokamak Esférico MIFIST el cual es la instalación gemela del TEA-T y se halla en Rusia.

En el año 2019, el Grupo de Investigación en Fusión de la FIME-UANL tuvo a bien organizar el XXX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana en nuestras instalaciones, ahí presentamos nuestro Proyecto de Investigación Conjunto México – Rusia: Tokamak Esférico con Campo Magnético Toroidal 3T.

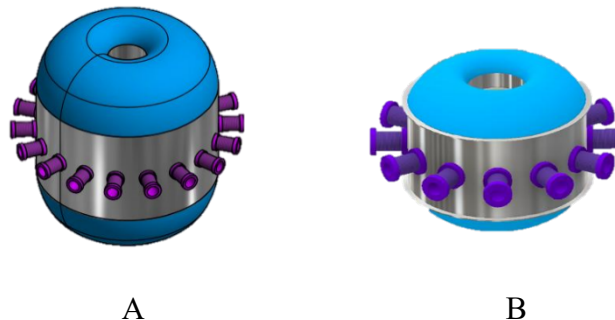


Figura 1. Adecuaciones y diseños del GIF usando SolidWorks 3D CAD sobre la cámara de vacío: estas 2 variaciones fueron diseñadas a partir de la configuración propuesta por el convenio con la SPbSU en 3D, fueron presentadas en la 28th IAEA FEC en Francia [5] este pasado mayo 2021.

2. ESTADO ACTUAL FUSION EN LA UANL

La Plataforma Teórica Experimental de Fusión del Grupo de Investigación de Fusión de la Universidad Autónoma de Nuevo León desarrolló 7 diseños de dispositivos de confinamiento magnético, 2 de los cuales son los que ha desarrollado con mayor énfasis en el tiempo. El dispositivo de Baja Razón de Aspecto Tokamak “T” y el Tokamak Esférico de Apoyo hacia “T” (TEA-T). La escala de tamaño de los dispositivos de confinamiento han sido los siguientes: *mini*, *midi*, *maxi*, el LAR Tokamak “T” es un *midi* (mediano), y el TEA-T es un *mini* (pequeño) pero dobla en tamaño la potencia de I_p , B_T , n_e del LAR Tokamak “T”. Esta escala se ha tomado con base a la colaboración que hemos tenido abundantemente con la SPbSU.

3. FUSIÓN: PARÁMETROS DE LOS DISPOSITIVOS

Si poseemos una configuración magnética adecuada, capaz de controlar también los efectos colectivos presentes en la columna del plasma, conseguiremos confinar un sistema reactivo en el que, calentando lo suficiente a través de métodos externos como por ejemplo el sistema girotrón desarrollado por el GIF para el LAR Tokamak “T” [6], pueden obtenerse las condiciones apropiadas para la gestación de la fusión termonuclear. Recordando que para que se lleven a cabo tales reacciones, es necesario cumplir con tres parámetros importantes: la densidad del plasma, la temperatura y el tiempo de confinamiento, tales parámetros conforman el criterio de Lawson [7].

3.1. LAR Tokamak “T”

El interés por diseñar la Instalación Experimental de Confinamiento Magnético Tokamak “T” comprendió un esfuerzo que involucra la proyección de la UANL hacia la Comunidad Internacional de Fusión, y una propuesta para que en México se desarrolle esta fuente de energía a través del: Programa Mexicano de Energía por Fusión. Esta instalación LAR Tokamak “T” (ver Figura 2) puede generar un campo magnético de 1.3 a 1.6 Tesla, un estudio amplio basándonos en tiempos de corto circuito fue realizado, contemplando cobre en las bobinas: estableciendo: 12 bobinas toroidales, 1 solenoide central, 6 bobinas poloidales, 2 pequeñas bobinas para el divertor.

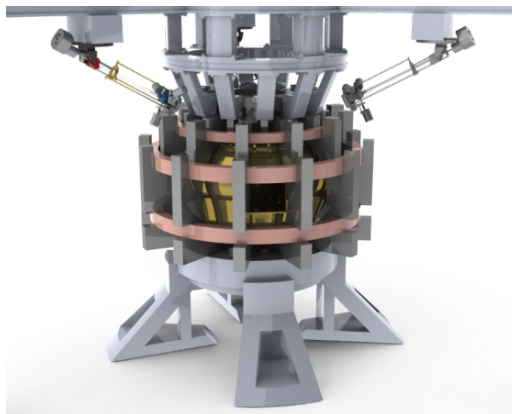


Figura 2. Esquema de la Instalación Experimental de Confinamiento Magnético de Baja Razón de Aspecto Tokamak “T” desarrollada por el GIF de la UANL

Siendo nuestro LAR Tokamak “T” la propuesta con la cual el GIF inició su esfuerzo en Fusión, contemplando en el futuro inmediato, una amplia explotación para comprender y dominar el confinamiento magnético para la generación de energía.

Tabla I. Características nominales propuestas para el LAR Tokamak “T”, primera instalación de confinamiento magnético diseñada por el GIF-UANL.

Características Generales del LAR Tokamak “T”	
Cámara de Vacío	Acero Inoxidable 304LN
Espesor de la cámara	7-10 mm
Altura de la cámara	1 m
Secciones de la cámara	6 secciones con una ventana cada una
Velocidad de las cápsulas	100-800 m/s
Divertor	Con losetas reemplazables de carbono
Soportes Estructurales	Interno y Externo. Acero 304LN
Características de operación	
Radio mayor	41 cm
Radio menor	18.5 cm
Razón de aspecto	2.2162
Factor de seguridad	1.9552
Campo toroidal	1.3 – 1.6 Tesla
Corriente de plasma	277 kA
Sistemas de calentamiento	Óhmico, inyección de microondas.
Duración de la descarga	300 – 700 ms
Densidad electrónica	$3 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$
Temperatura electrónica	516 eV
Temperatura iónica	280 eV

Lo siguiente concierne a los diseños de física e ingeniería de los criterios de confinamiento, la Razón de Aspecto (A) viene dada por: $A = R / a$. El Factor de Seguridad (q), está dado como $q = (a B_T) / (R B_P)$, donde B_T and B_P son los campos toroidales y poloidales respectivamente. En una configuración magnética tokamak, el campo toroidal requiere ser más grande que el poloidal ($B_T \gg B_P$). Un importante factor en el régimen de confinamiento, es la determinación de la corriente máxima del plasma (I_p). Los valores de B_P y B_T son 0.3 T y 1.3 T respectivamente, y hemos establecido un valor β de 0.05326. Para la determinación de las temperaturas iónicas (T_i) basamos nuestros cálculos en los estudios de Artsimovich [8,9], donde $T_i = (1.29 \pm 0.11) (I B R^2 \langle n \rangle)^{1/3} / A i^2 \text{ eV}$, encontramos que la temperatura iónica (T_i) es de 280.53 eV. Para la temperatura electrónica, hemos considerado que el balance de energía iónica puede ser analizado independientemente del balance de energía electrónica, encontramos el valor de (T_e) que corresponde a 516 eV. También se realizaron estudios sobre los aspectos termomecánicos, diseño de conductores, simulaciones magnéticas, de diseño electrónico para los circuitos de disparo, de calentamiento por radiofrecuencia, estudios referentes a la evacuación del calor, etc. El anterior programa PROMEP nos permitió adquirir las Licencias del Solid Works 2010 y del Comsol Multiphysics y gracias a ello hemos podido generar un diseño atractivo en nuestra plataforma SGI Altix XE250 a la que llamamos POLAR.

3.2. Tokamak Esférico de Apoyo hacia “T”, TEA-T

Dentro de los diferentes sistemas de confinamiento magnético propuestos entre la UANL – SPbSU existe una configuración Tokamak Esférico que presentamos en la Figura 3. Estamos de acuerdo con los puntos de introducción que realiza G.M. Vorobyov en [10] (valores más altos de elongación y triangularidad, alto valor de β , aumento de estabilidad, un aumento de corriente en arranque que facilita los requisitos para la corriente no inductiva y un valor más alto de corriente de plasma [11]). El presente diseño ha considerado los valores máximos de la 1era fase tal como se muestran en la Tabla 2, para cumplir con un tiempo de operación aceptable de milisegundos.

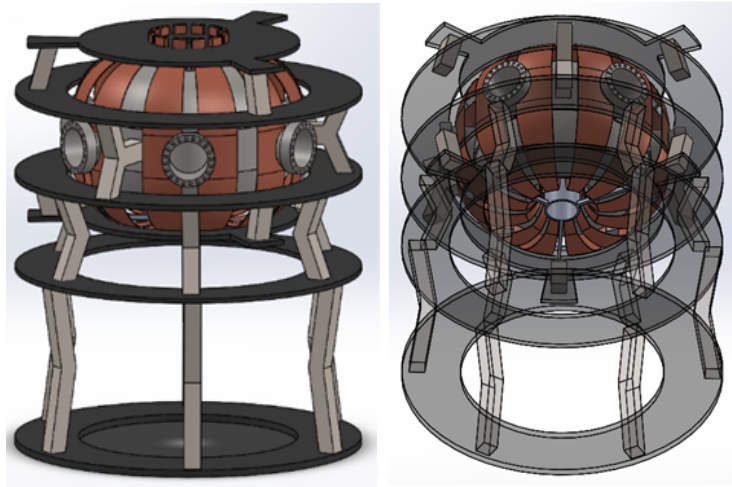


Figura 3. Imagen del Tokamak Esférico de Apoyo hacia “T”, TEA-T, presenta parámetros idénticos compartidos por el al convenio SPbSU - UANL de acuerdo con [12-14].

Tabla II. Parámetros principales MIFIST / TEA-T

Material de la cámara	SS 304
Radio mayor (R)	25 cm
Radio menor (a)	13 cm
Corriente del plasma (I_p)	300 kA – 1era Fase / 500 kA - 2da Fase
Elongación (κ)	2 - 3
Campo toroidal (BT)	0.5 T – 1era Fase / 3 T – 2da Fase
Razón de aspecto (A)	1.92307

Esto con el fin de trabajar en la primera fase a la cantidad máxima de campo esperando alcanzar un valor de $B_T = 0.5$ T. Una forma analítica nos la comparte [13] para determinar la cantidad suficiente de parámetros que se presentan en un Tokamak Esférico y de acuerdo con [14,15] encontramos una corriente total en el sistema magnético toroidal de $I_T = 0.625$ MA para con ello desarrollar un campo magnético toroidal en la primera fase de 0.5 T.

Las fases que contempla el TEA-T son 3: la fase 0 (actual) es la de construcción, después seguiría la fase 1 de 0.5 T y por último la fase 2 de 3 T.

Siendo así, y basándonos en los trabajos de [16-19] para la forma D-shaped de la bobina toroidal, en el LAR Tokamak “T” se analizaron geometrías de bobinas D-shaped, área del conductor en tiempos de corto circuito, número de vueltas, espesor de la bobina, corriente por bobina, ecuación con la Ley de Biot-Savart, programas de cálculo numérico en Fortran y comprobación con el software Comsol Multiphysics (tenemos licencia también). Respecto a la bobina del Tokamak Esférico TEA-T, la ecuación de forma permanece para la gestación de la D-shaped en un caso ideal con bobinas continuas (no uniones eléctricas).

Para realizar el sistema magnético poloidal para el TEA-T, se compararon dos diseños, el primer diseño es el Tokamak Esférico GLAST-III de Pakistán, pues el Dr. G.M. Vorobyov estuvo trabajando con ellos en estos años previos [20-24] y con nosotros. El segundo es el Tokamak Esférico MEDUSA hoy en Costa Rica [25,26], la razón de elección de estos dos dispositivos es que ambos consideran en su diseño un $B_T = 0.5$ T.

Algunos sistemas dentro de la instalación son los que se mencionan a continuación: se ha implementado una adecuación en el suministro de potencia para el sistema de energía eléctrica, el cual alimenta a un banco de condensadores, y en donde la instalación cuenta con un sistema de control de corrientes y tensiones, respectivo sistema de conexión a tierra, panel de control, además de un sistema de vacío, de un sistema de diagnóstico general para la medición de parámetros electromagnéticos y plasmáticos, así como el sistema de pre-ionización.

Respecto al sistema de pre-ionización encontramos circuitos que fortalecen nuestro criterio para emplear un sistema magnetron a la frecuencia de 2.45 GHz, para aplicarse en el Tokamak Esférico TEA-T, este mismo criterio se estableció operativamente en el Tokamak Esférico GLAST III de Pakistán [22] como en el Tokamak KAIST-TOKAMAK de Corea del Sur, ambas máquinas emplean una fuente de pre-ionización, solo que el Tokamak de corea utiliza una fuente simple. En el dispositivo GLAST III se modificó el circuito de voltaje pulsado para incrementar su voltaje de salida, también modificaron el magnetron generando la misma frecuencia minimizando las pérdidas.

El sistema de pre-ionización y precalentamiento se ha diseñado bajo los siguientes pasos: diseño de la fuente del magnetron (diseño de circuito eléctrico), simulaciones de operación: modo pulsado, diseño de guía de onda, posicionamiento de magnetron en la guía de onda, dimensiones de la guía de onda. Conversando con el Dr. G.M. Vorobyov, propusimos los sistemas de diagnóstico iniciales del dispositivo: bobinas Rogowski, bobinas Mirnov en θ y φ , *loop* de voltaje, control para posición horizontal y vertical, monitores de radiación H_α , Interferometría $1 \text{ mm } 9 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, además del empleo de una cámara rápida.

Siendo así nuestro Tokamak Esférico TEA-T actualmente está consolidando y adecuando la sala de control, y respecto al dispositivo, tenemos la manufactura de la cámara de vacío, el sistema de pre-ionización del sistema, el sistema de vacío, y el ensamblaje de la estructura de soporte.

8. CONCLUSIONES

La presente plataforma reconoce las ideas de varios investigadores y centros que han desarrollado, en el transcurso del tiempo, máquinas de confinamiento, sobre todo dentro de nuestro Programa de Alto Campo Magnético 3T en los Tokamak Esféricos México–Rusia. Debido a que nuestra Universidad es una institución de educación superior pública orientada a la generación de nuevo conocimiento, es que esta instalación Tokamak Esférico podrá ayudar a formar recursos humanos en esta área, tanto en las ciencias físicas como en las diversas aplicaciones de la ingeniería, sobre todo sentar las bases para el aspecto de la fusión por confinamiento magnético.

AGRADECIMIENTOS

Agradecemos al programa PRODEP (anteriormente PROMEP) y a nuestros colegas rusos por sus contribuciones al convenio de alto campo magnético 3T.

REFERENCIAS

1. Sakharov, A.D., “Physics of Layers and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions”, Ed. *M. A. Leontovich*, **Vol. 1**, Moscow, p. 20, (1958).
2. Tamm, I.E., “Physics of Layers and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions”, Ed. *M. A. Leontovich*; Moscú, p. 3, (1958).
3. Azizov, E. A., “Tokamaks: from A D Sakharov to the present (the 60-year history of tokamaks)”. *Physics Uspekhi*, **55**(2), 190-203.
<https://doi.org/10.3367/ufne.0182.201202j.0202>, (2012).
4. 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*, Daejeon, Korea Rep. of, (2010).
5. Salvador, M.; Chapa, E.; Acosta A., Gonzalez, J. A.; Chávez, M. R.; Arredondo, V. M., Hernández, L. R.; Sánchez, F.; De la garza O. A.; Ramirez H. G.; Martinez S., "Magnetic Field Studies in Toroidal-Poloidal Systems", IAEA-CN-1342, *28th Fusion Energy Conference*, IAEA-FEC 2020 (2021).
6. González, J. A.; et al., "Copper Coil Magnetic System Study in a 60 GHz Gyrotron Design", *International Journal of Applied Electromagnetics and Mechanics*, **Vol. 71**, no. 2 p.103-116. (2023).
7. Lawson, J. D., “Some Criteria for a Useful Thermonuclear Reactor” *Atomic Energy Research Establishment UK* (1955).
8. Artsimovich, L.A.; Glukhov, A.V.; Petrov, M.P., “Ion Energy Balance in the Plasma of a Tokamak Machine”, *ZhETF Pis. Red.* **11**, No.9, p. 449-452, (1970).
9. Artsimovich, L.A., “Electronic Thermal Conductivity in a Toroidal Plasma Loop”, *ZhETF Pis. Red.* **13**, No.2, p. 101-105, (1971).

10. Kirneva, N.A.; Vorobyov, G.M.; Ganin, S.A.; et al., "Working area of the MEPHIST Tokamak: preliminar estimation", VANT. Ser. *Thermonuclear Fusion*, T.43, No.3 (2020).
11. Gusev, V.K., "Development of methods and research of generation and heating of plasma at the GLOBUS-M Spherical Tokamak", Dissertation in the form of a scientific report for an academic degree Doctor of Physical and Mathematical Sciences, Russian Academy of Sciences Physico - Technical Institute n.a. A. F. Ioffe, Saint, Petersburg, (2006).
12. Kurnaev, V.A.; Vorobyov, G.M.; Nikolaeva, V.E.; Krat S.A.; Melnikov A.V. Ivanov D. P. Gasparyan Yu.M., "The Project of MEPhIST Tokamak", ISSN 1063-7788, *Physics of Atomic Nuclei*, Vol. **82**, No. 10, pp. 1329 1331 (2019).
13. Glukhikh, B.A.; Velyakov B.A.; Mineev A.B., *Physico-Technical Fundamentals of Controlled Thermonuclear Fusion*, Publishing House of the Saint Petersburg Polytechnic University, ISBN 5-7422-1117-1, (2006).
14. Akiyama, M., *Design Technology of Fusion Reactors*, Editor; World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd.; ISSN 0218-0235, ISBN 9971-50-727-7
15. Nikolaeva, V.E.; Vorobyov, G.M.; Gasparyan, Yu.M.; Ivanov D.P.; Krat, S.A.; Kurnaev V.A.; Melnikov A.V., "Tokamak MEPHIST status of development", ISBN 978-5-7262-2545-6, Ministry of Science and Higher Education, Russian Federation, National Research Nuclear University MEPhI, *V International Conference Laser, Plasma Research and Technology*, Moscow, (2019).
16. File, J.; Mills, R. G.; Sheffield, G. V., "Large Superconducting Magnet Designs for Fusion Reactors", *IEEE Transactions on Nuclear Science*, **18**(4), p. 277-282, (1971).
17. File J.; Sheeld R. G., "A large superconducting magnet for fusion research", *Plasma Physics Laboratory*, New Jersey (1972).
18. Demichele D.W.; Darby J.B.; "Three dimensional mechanical stresses in toroidal magnets for controlled thermonuclear reactors", *5th Symposium on Engineering Problems of Fusion Research*, (1973).
19. Raeder. J., "Some analytical results for toroidal magnetic field coils with elongated minor crosssections", IPP 4/141, *Max Planck Institut fur plasmaphysik*, (1976).
20. Hussain, S.; Vorobyov G.M.; GLAST Team, "First plasma formation in GLAST Spherical Tokamak", EX/P4-22.
21. Hussain, S.; Qayyum, A.; Ahmad, Z.; Ahmad, S.; Khan, R.; Deebea, F.; Naveed, M.A.; Vorobyov, G.M.; et al., "Initial plasma formation in the GLAST-II Spherical Tokamak", *J. Fusion Energ.* **35** p. 529-537 (2016).
22. Hussain, S.; Qayyum, A.; Ahmad, Z.; Ahmad, S.; Khan, R.; Naveed, M.A.; Ali, R.; Deebea, F.; Vorobyov, G.M., "Electrical and optical measurements in the early hydrogen discharge of GLAST III", *Plasma Science and Technology*, **19** 085103 p. 10 (2017).
23. Ahmad, Z.; Ahmad, S.; Naveed, M.A.; Deebea, F.; Javeed, M.A.; Batool, S.; Hussain, S.; Vorobyov, G.M., "Optimization of magnetic field system for glass spherical Tokamak GLAST III", *Physica Scripta* **92** 045601 p. 8 (2017).
24. Khan, R.; Nazir, M.; Ali, A.; Hussain, S.; Vorobyov, G.M., "Development of microwave pre-ionization source for GLAST Tokamak", *Fusion Engineering and Design*, **126** p.10-14 (2018).
25. Gartska, G. D., "Startup and stability of a small Spherical Tokamak", doctoral Thesis, University of Madison – Wisconsin (1997).
26. Vargas, I., "Implementación y simulación del tokamak esférico MEDUSA-CR: Etapa 1", Informe final. Tecnológico de Costa Rica (2018).