Efectos de la Metodología de Generación de Secciones Eficaces en Celda Infinita y Macro Celda Sobre los Cálculos de Difusión de un Núcleo SFR

Alejandro Campos Muñoz, Roberto Carlos López Solis, Armando Miguel Gómez Torres Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares Carretera México - Toluca, La Marquesa, Estado de México, México. C.P. 52750 acamposm1204@gmail.com; rcarlos.lope@gmail.com; armando.gomez@inin.gob.mx

Lucero Arriaga Ramírez

Instituto Politécnico Nacional - Escuela Superior de Física y Matemáticas Av. Instituto Politécnico Nacional s/n Edificio 9 Unidad Profesional "Adolfo López Mateos" Col. San Pedro Zacatenco, Del. Gustavo A. Madero, Ciudad de México C.P. 07738 guten_tag_04@hotmail.com

Resumen

AZNHEX es el código neutrónico de difusión en desarrollo de la Plataforma AZTLAN encargado del análisis de reactores con geometría prismática hexagonal. Con el objetivo de mejorar los cálculos de AZNHEX y como un esfuerzo para participar con más protagonismo en el desarrollo de reactores rápidos, el equipo participa activamente en benchmarks de la OECD/NEA y la IAEA para SFRs. Uno de los inconvenientes del código AZNHEX es que no tiene implementados ADFs para tratar las discontinuidades entre sub-ensambles adyacentes, en contraste con otros códigos como PARCS o DYN3D que los tienen. Una propuesta para atacar esta desventaja es tomar en cuenta las discontinuidades directamente en la generación de las secciones eficaces macroscópicas. Este acercamiento ha sido estudiado modelando el núcleo de un SFR con el código Serpent y generando las secciones eficaces macroscópicas basándose en una metodología de celdas infinitas y macro celdas para su posterior implementación en el modelo de núcleo completo de AZNHEX. Fueron consideradas 5 macro celdas que cubren cada región axial de la zona activa del núcleo, el material estructural y de control fue modelado como una celda infinita. Los resultados fueron comparados con la k_{eff} calculada con Serpent. Los resultados utilizando la metodología de macro celda muestran un mejor comportamiento reduciendo la desviación con Serpent en 96 pcm al compararse con la generación de secciones eficaces únicamente en celdas infinitas. En base a los resultados obtenidos se concluye que esta metodología puede ser una opción alterna a la implementación de ADFs.

1. INTRODUCCIÓN

El estudio de la energía nuclear es menester de la humanidad ya que eleva la calidad de vida y el desarrollo económico de una comunidad; además los reactores nucleares son una fuente de energía limpia y potencialmente sustentable, lo cual impacta directamente en contrarrestar el cambio climático y cubrir la creciente demanda energética.

1.1. Reactor Rápido Refrigerado por Sodio y Generación IV

El Foro Internacional de la Generación IV (GIF) es un esfuerzo de cooperación internacional para llevar a cabo la investigación y el desarrollo necesario para establecer la factibilidad y capacidades de desempeño de la siguiente generación de sistemas nucleares de potencia. Las áreas de sustentabilidad, economía, seguridad y confiabilidad, no proliferación y protección radiológica son abordadas en los objetivos que se plantean para los sistemas nucleares de IV generación. Se han decidido estudiar 6 conceptos de reactores nucleares, los cuales son:

- Reactor Rápido enfriado por Gas (Gas-cooled Fast Reactor GFR).
- Reactor Rápido enfriado por Plomo (Lead-cooled Fast Reactor LFR).
- Reactor de Sales Fundidas (Molten Salt Reactor MSR).
- Reactor enfriado por Agua Supercrítica (Supercritical Water-cooled Reactor SCWR).
- Reactor Rápido enfriado por Sodio (Sodium-cooled Fast Reactor SFR).
- Reactor de Muy Alta Temperatura (Very High Temperature Reactor VHTR).

El alcance de este trabajo se centra únicamente en el análisis del núcleo de un SFR debido a la experiencia del equipo de trabajo de AZTLAN con este tipo de reactores.

El reactor SFR y todos los reactores rápidos tienen características particulares que se apegan a los objetivos planteados para los sistemas de IV generación, a diferencia de los reactores térmicos. Una de las mayores diferencias que existe entre ambos es el ciclo de combustible que llevan a cabo, mientras que en los rápidos el ciclo puede ser cerrado (mediante la implementación de reactores quemadores) en los térmicos es abierto o semi-cerrado (usando pequeñas fracciones de combustible reciclado en otro reactor térmico). La diferencia más importante en lo que respecta a ciclo entre uno y otro es la capacidad para tratar y reprocesar los desechos nucleares. En los reactores rápidos se pueden utilizar prácticamente todos los isótopos del uranio natural mediante la cría de combustible físil a partir de material fértil [1]. Además de las ventajas antes mencionadas, otras bondades de los reactores rápidos es que en ellos la fisión de los actínidos menores (AM) se ve privilegiada sobre la captura, no siendo así en los reactores térmicos, implicando una mayor eficiencia en la partición y transmutación (P&T) de AM. La Tabla I muestra la razón entre las secciones eficaces microscópicas de captura y fisión de algunos AM para dos tipos de reactores: un reactor térmico (PWR) y un reactor rápido; en todos los isótopos la razón σ_c/σ_f es menor en el reactor rápido que en el térmico, corroborando lo mencionado anteriormente sobre P&T.

El SFR, como su nombre lo indica, usa sodio como refrigerante del núcleo. Al ser un metal, el sodio tiene una capacidad calorífica importante permitiéndole al reactor tener una densidad de potencia alta. Debido a que incluso a una presión relativamente baja el sodio se mantiene en un solo estado (líquido) en un margen amplio de temperatura, esto se traduce en una gran inercia térmica y un buen margen de reacción en caso de quedarse sin capacidad de circulación debido a algún accidente.

Se ha puesto en consideración un amplio rango en la capacidad de potencia de este tipo de centrales, comprendido desde modulares pequeños (de 50 a 300 MWe) hasta más grandes (alrededor de 1500

MWe) con temperaturas de refrigerante a la salida entre 500-550 °C, permitiendo usar materiales desarrollados previamente en programas de reactores rápidos.

Isótopos	(MOX) PWR σ_c/σ_f	(MOX) Reactor rápido σ_c/σ_f
^{237}Np	30	5.3
^{241}Am	44.5	7.4
^{243}Am	63.4	8.6
^{244}Cm	13.1	1.4
^{245}Cm	0.2	0.18

Tabla I: (Captura/Fisión) Razón entre las secciones eficaces en dos tipos de reactores: un reactor PWR y un reactor rápido [1].

1.2. Herramientas de cálculo

En la mayoría de los casos prácticos en el análisis de sistemas nucleares obtener una solución analítica del problema resulta prácticamente imposible, por lo que es necesario el uso de códigos computacionales especializados en la solución de estos problemas, mediante el uso de métodos numéricos. Existen dos tipos de códigos, los que utilizan métodos estocásticos y los que emplean métodos determinísticos para aproximar la solución del problema. Una amplia gama de códigos se han desarrollado con este propósito. En los últimos años algunos códigos han sido adaptados e inclusive nuevos códigos han sido desarrollados con la finalidad de poder aplicar los métodos numéricos previamente implementados en el análisis de reactores térmicos al análisis de reactores rápidos. Para la elaboración de este trabajo se utilizaron dos códigos, Serpent [2] y AZNHEX [3].

El código Serpent es un código de transporte estocástico, es decir, que resuelve el transporte de neutrones mediante el método Monte Carlo el cual está basado en la generación de una secuencia de números aleatorios, que es utilizada junto a una estadística para simular el proceso deseado, en nuestro caso las interacciones de los neutrones con los materiales del reactor. Este tipo de códigos es bueno para hacer cálculos con un gran número de grados de libertad sin embargo, su principal desventaja es el poder de cómputo necesario para simular un número de historias suficientemente alto para tener una buena estadística [2].

El código AZNHEX forma parte de una serie de códigos incorporados a la plataforma AZTLAN, todos los códigos de esta plataforma son de desarrollo 100% nacional con el objetivo de posicionar a México en un nivel competitivo en el análisis de reactores nucleares. El código AZNHEX es el módulo neutrónico, en desarrollo, encargado de realizar el análisis y diseño de reactores nucleares con geometría hexagonal, como los son los reactores de neutrones rápidos o los reactores de agua ligera VVER de diseño ruso. Resuelve las ecuaciones de difusión en multigrupos mediante el método nodal RTN-0. Para aplicar el método nodal RTN-0 a una geometría no cartesiana, el

sub-ensamble hexagonal se divide en 4 trapecios, después mediante el uso de la transformación de Gordon-Hall en cada trapecio se transforman en una celda unitaria cúbica, donde el método nodal es aplicable [3].

1.3. Homogeneización y factores de discontinuidad

Los reactores nucleares tienen diseños altamente heterogéneos, lo cual hace aún más complicado resolver las ecuaciones que describen la cinética del reactor en tres dimensiones con tanto detalle en la geometría, es decir, para cada pin de combustible, barra de control, veneno quemable y espacios para el refrigerante. A pesar de que el método Monte Carlo permite simular con ese grado de detalle, el tiempo de cómputo requerido es demandante [4].

Típicamente la manera en que se ataca el problema de resolver la neutrónica del núcleo es, utilizar un código que resuelve las ecuaciones de transporte a nivel de celda, es decir en dos dimensiones, si se resuelve con un método determinístico, para extraer los parámetros neutrónicos (secciones eficaces macroscópicas) que se requieren para resolver la ecuación de difusión, nutriendo a un código que resuelva el núcleo completo.

El método de homogeneización y la teoría general de equivalencia (GET) propuesta por Koebke [5] nos permiten tener una idea de los parámetros de cada pin de la celda homogénea únicamente redefiniendo los parámetros de homogeneización, en otras palabras, nos permite homogeneizar la celda para resolver el transporte y deshomogeneizarla para tener información de cada pin. También la GET nos permite resolver las dificultades en la continuidad del flujo de neutrones (el flujo heterogéneo Φ es continuo y el flujo homogéneo $\hat{\Phi}$ es discontinuo) entre celdas contiguas (ver Figura 1), por lo que es necesario multiplicar por un factor que compense esta discontinuidad que se genera al homogeneizar las celdas; el factor por el cual se multiplica se llama *factor de discontinuidad del ensamble* (ADF Assembly Discontinuity Factor, por su nombre en inglés).



Figura 1: Flujo heterogéneo Φ y flujo homogéneo $\hat{\Phi}$ entre dos celdas contiguas.

EL ADF (f) está definido como *el cociente entre el flujo heterogéneo promedio* y *el flujo homogéneo promedio* (Ec.(1)) [6], si estamos trabajando un caso unidimensional tendremos únicamente un ADF pero si estamos trabajando celdas bidimensional el número de ADFs que se tengan depende de la geometría de la celda.

XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana Energía Nuclear: un Pilar para el Desarrollo Económico de México Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018

$$f = \frac{\overline{\Phi}}{\overline{\Phi}} \tag{1}$$

Así, si tenemos dos celdas adyacentes, la condición de discontinuidad entre las caras está dada por la Ec. (2)

$$\overline{\hat{\Phi}^+}f^+ = \overline{\hat{\Phi}^-}f^- \tag{2}$$

donde, $\overline{\hat{\Phi}^+}$ es el flujo de un lado de la frontera y $\overline{\hat{\Phi}^-}$ es el flujo del otro lado de la frontera; f^+ y f^- son los correspondientes ADFs.

Los factores de discontinuidad están implementados en varios códigos que utilizan métodos nodales como PARCS, DYN3D, NESTLE, CRONOS, NEM, entre otros [7]; los ADFs son generados, al igual que las secciones eficaces, por códigos que resuelven las ecuaciones de transporte como CASMO o HELIOS o códigos estocásticos como Serpent.

El código de difusión AZNHEX no tiene implementados factores de discontinuidad para tratar las discontinuidades del flujo neutrónico, este trabajo busca una alternativa para tratar las discontinuidades entre los nodos de la malla cargando su efecto en las secciones eficaces generadas en macro celdas. Realizando un estudio comparativo de cálculos de difusión para reactores rápidos mediante el uso del código AZNHEX utilizando secciones eficaces generadas en celdas infinitas y macroceldas con el código Serpent, es como se aborda esta idea.

2. DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO A MODELAR

El núcleo con el cual se ha decidido hacer el estudio de este trabajo es uno de los núcleos propuestos en el ejercicio internacional de la OECD/NEA para el análisis de diseño, operación y seguridad de este tipo de reactores [8].

2.1. Descripción general del reactor

El núcleo de óxido propuesto tiene la capacidad de brindar 3600 MW_t , además su diseño se basa en el concepto "fat pin with small wire" por lo que se consigue la autocría de combustible sin usar una capa de material fértil. Las condiciones nominales de operación se muestran en la Tabla II, a dichas condiciones fueron efectuados los cálculos de este trabajo.

El diseño del núcleo consiste en: 453 sub-ensambles de combustible, 330 sub-ensambles reflectores radiales y 33 sub-ensambles de control; el núcleo se divide en dos zonas de potencia, núcleo interno y externo, cada uno formado por 225 y 228 sub-ensambles de combustible respectivamente; el sistema de control se divide en dos, el sistema primario consta de 6 sub-ensambles en el núcleo interno y 18 sub-ensambles en la interfaz del núcleo interno y externo, el sistema secundario consta de 9 sub-ensambles que se encuentran en el séptimo anillo; por último, alrededor del núcleo externo se tienen los 330 sub-ensambles reflectores. La Figura 2 muestra la distribución radial de los sub-ensambles del núcleo [8].

Potencia	$3600 \ MW_t$
Temperatura del refrigerante a la entrada del núcleo	395 °C
Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo	545 °C
Temperatura promedio de las estructuras del núcleo (material estructural, material absorbente y refrigerante)	470 °C
Temperatura promedio del combustible	1227 °C





Figura 2: Diseño del núcleo del SFR 3600 MW_t MOX.

2.2. Descripción de los sub-ensambles

Los sub-ensambles de combustible consisten en un canal hexagonal que contiene barras de combustible cilíndricas con un alambre helicoidal alrededor de ellas para separarlas y así permitir el flujo de refrigerante a través de los sub-ensambles. El canal hexagonal y el alambre helicoidal están hechos de acero EM10. El volumen del alambre helicoidal se incluye en el volumen del

encamisado para simplificar la descripción del pin. El pin de combustible consiste de pastillas MOX $((U, Pu)O_2)$ y un encamisado de acero reforzado con óxidos (ODS, por sus siglas en íngles). La Tabla III muestra las dimensiones de los elementos que caracterizan a los sub-ensambles de combustible en condiciones nominales de operación.

	Unidades	Condiciones de operación
Longitud total del sub-ensamble - Pleno de gas inferior - Reflector axial inferior - Longitud activa - Pleno de gas superior - Reflector axial superior	cm	311.20 89.97 30.17 100.56 10.05 80.45
Pitch	cm	21.2205
Distancia plano-plano exterior del canal	cm	20.7468
Espesor de la pared del canal	cm	0.4525
Número de pines		271
Radio exterior del encamisado	cm	^{<i>a</i>)} 0.5419
Radio interior del encamisado	cm	0.4893
Radio exterior de la pastilla de combustible	cm	0.4772
Radio del orificio central interno (helio)	cm	0.1257
Distancia pin-pin	cm	1.1897

Tabla III: Parámetros del sub-ensamble de combustible

^{a)} Radio exterior del encamisado aumentado para compensar la presencia del alambre helicoidal

El sub-ensamble combustible es dividido en cinco zonas axiales de 20.1 cm, con diferente concentración de AM y vectores iniciales de Pu y U característicos de cada zona, tanto para la núcleo interno y externo. Los productos de fisión son incluidos en un elemento representativo (Mo) para representar las absorciones que éstos puedan presentar, se concideran únicamente dos densidades promedio de Mo, una para el núcleo interno y una para el núcleo externo.

Los sub-ensambles de control del núcleo, tanto primarios como secundarios, se conforman de un canal hexagonal de sodio cuyo interior consiste de un conjunto de pines de carburo de boro separados por un alambre helicoidal. Debido a la baja oscilación de reactividad, el sistema primario utiliza carburo de boro natural, mientras que el sistema secundario usa carburo de boro enriquecido en B^{10} . El material del canal y del encamisado es acero EM10 [9].

Las Tablas IV y V resumen las características de los sub-ensambles de control primarios y secuandarios, respectivamente. Para ambos sistemas de control, la longitud del material absorbente

es la misma que la de la longitud activa, el resto del sub-ensamble consiste del ducto vacío lleno de sodio.

El reflector radial consiste de un medio homogéneo único que se expande por toda la longitud del sub-ensamble. Las fracciones volumétricas asociadas a éste son 26% de sodio y 74% de acero EM10.

Pitch	cm	21.2205
Espesor del gap de sodio entre sub-ensambles	cm	0.4737
Distancia plano-plano exterior del canal	cm	20.7468
Espesor del canal	cm	0.4525
Distancia plano-plano exterior del canal interno	cm	15.6883
Distancia plano-plano interior del canal interno	cm	15.2860
Número de pines		37
Diametro exterior del encamisado	cm	2.2953
Diametro interior del encamisado	cm	2.0948
Diametro de la pastilla	cm	1.8404
Material de la pastilla		B_4C (natural)
Distancia pin-pin	cm	1.7519

Tabla IV: Características de sub-ensamble de control primario.

3. GENERACIÓN DE SECCIONES EFICACES

Como ya ha sido mencionado el código Serpent es capaz de generar las secciones eficaces macroscópicas (XS) que necesitan ser proporcionadas al código AZNHEX para realizar los cálculos de difusión. Las secciones eficaces son:

- D_g : coeficiente de difusión asociado al grupo de energía g [cm].
- Σ_{Rg} : sección eficaz de remoción asociada al grupo de energía $g \ [cm^{-1}]$.
- $\Sigma_{sg' \to g}$: matriz de dispersión $[cm^{-1}]$.
- $\nu \Sigma_{fg}$: producto del número promedio de neutrones emitidos por fisión por la sección eficaz de fisión asociada el grupo de energía $g \ [cm^{-1}]$.
- χ_{pg} : espectro de fisión en el grupo de energía g.
- $\kappa_g \Sigma_{fg}$: energía liberada por fisión en el grupo de energía g.

Pitch	cm	21.2205
Espesor del gap de sodio entre sub-ensambles	cm	0.4737
Distancia plano-plano exterior del canal	cm	20.7468
Espesor del canal	cm	0.4525
Diametro exterior del ducto interno	cm	14.8838
Diametro interior del ducto interno	cm	14.4815
Número de pines		55
Diametro exterior del encamisado	cm	1.6443
Diametro interior del encamisado	cm	1.5417
Diametro de la pastilla	cm	1.4079
Material de la pastilla		B_4C (90% B10)
Distancia pin-pin	cm	1.7519

Tabla V: Características del sub-ensamble de control secundario

Por el esquema de universos que se utiliza para modelar con el código Serpent es posible dividir de diferentes maneras las regiones del núcleo para generar las XS sin perder las características geométricas. En este trabajo se utilizan dos metodologías para generar dichos parámetros, *la metodología de celda infinita y la metodología de macro celda*; la segunda pretende tomar en consideración la discontinuidad entre los sub-ensambles como un esfuerzo para reducir el impacto entre las diferencias del flujo heterogéneo y homogéneo ya mencionadas.

La Tabla VI muestra los parámetros con los cuales fueron realizadas las simulaciones con el código Serpent para generar las XS.

Versión	2.1.28
Librería de datos nucleares	JEFF 3.1.1
Historias de neutrones	1 000 000
Ciclos activos	330
Ciclos inactivos	30
Grupos de energía	24

Tabla VI: Parámetros generales de las simulaciones con Serpent

3.1. Metodología de celda infinita

La primera propuesta para generar las XS es considerar individualmente cada región distinta de los sub-ensambles. Se modelaron 16 celdas infinitas en total: 10 combustibles, 2 barras de control, 1 reflector radial, 1 reflector axial, 1 pleno de He y 1 ducto de Na. La condición de frontera tomada para las celdas infinitas es reflectiva, por lo que no hay pérdida de neutrones del sistema, en otras palabras, la región es infinita. Las celdas infinitas son regiones en 2D.

La zona activa de los sub-ensambles de combustible, como ya se ha mencionado, está dividida axialmente en cinco zonas de diferente composición isotópica. La Figura 3(a) muestra las diferentes regiones axiales del sub-ensamble de combustible, las XS de las celdas de combustible fueron generadas en celdas infinitas como la de la Figura 3(b). Las dimensiones de los elementos de la celda infinita corresponden a los mencionados en la Tabla III. De las 10 celdas infinitas de combustible modeladas cinco corresponden al núcleo interno y las cinco restantes corresponden al núcleo externo.



Figura 3: Diseño axial (a) y celda infinita (b) del sub-ensamble de combustible en Serpent

Los sub-ensambles de control primario y secundario se modelaron en celdas infinitas como las que se muestran en las Figuras 4(a) y 4(b), respectivamente. Las dimensiones de la celda infinita de los elementos de control primario y secundario corresponden a las dadas en las Tablas IV y V, respectivamente. Adicionalmente, se tiene que agregar al modelo de celda infinita un medio multiplicativo de neutrones para que existan fuentes de neutrones; por ello los elementos de control están rodeados por celdas de combustible, la composición isotópica elegida para el combustible corresponde a la de la zona inferior del núcleo interno.

Las XS de las celdas infinitas que corresponden a los materiales que no son combustibles o de control fueron generadas de acuerdo a las características mencionadas en la descripción del núcleo. El reflector radial se considero como una masa solida con las proporciones de EM10 y Na mencionadas, con el mismo tamaño que los sub-ensambles. El reflector axial se modeló como un conjunto del mismo número de pines y de la misma dimensión radial de la pastilla de combustible de los sub-ensambles de combustible. El pleno de He, al igual que el reflector axial, forman parte de la barra de combutible por lo que la celda se modeló de forma análoga. El ducto de Na es un espacio del tamaño de un sub-ensamble cuyo interior está formando de puro Na, representando zonas donde no haya sub-ensamble de control. Las cuatro celdas infinitas generadas para estos materiales fueron rodeadas por material combustible por las mismas razones de las

XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana Energía Nuclear: un Pilar para el Desarrollo Económico de México Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018



Figura 4: Celdas infinitas de los sub-ensambles de control primario (a) y secundario (b) en Serpent

celdas de control. La Figura 5 muestra las celdas infinitas generadas para estos cuatro elementos del núcleo.



Figura 5: Celdas infinitas de los sub-ensambles reflector radial (a), reflector axial (b), pleno de He (c) y ducto de sodio (d) en Serpent

3.2. Metodología de macro celda

La nueva forma de calcular las XS propuesta para tomar en cuenta las discontinuidades entre los sub-ensambles es modelar un conjunto de sub-ensambles donde, por sus características, el flujo de neutrones tenga más variaciones. Las regiones que se consideran en este trabajo son rebanadas radiales de todo el núcleo definidas entre las zonas de diferente enriquecimiento de la zona activa del sub-ensamble de combustible. La condición de frontera para la macro celda es "black" con lo que se considera la fuga de neutrones del sistema.

Por el diseño de la zona activa del núcleo se modelaron cinco macro celdas, la rebanada cubre todos los elementos que estén a la misma altura de cada zona de diferente enriquecimiento. Por ejemplo, la Figura 6 muestra una de las macro celdas generadas, en ella se hacen notar las dos diferentes zonas de enriquecimiento del núcleo interno y externo, pues se encuentran a la misma altura. Así, las XS generadas en la macro celda cargan el efecto de las discontinuidades pues la simulación es llevada a cabo sobre todos los elementos de la macro celda.

La forma en la que se piden las XS no es sub-ensamble por sub-ensamble, sino el núcleo es dividido en anillos concéntricos que cubren a los sub-ensambles que estén en la region radial de cada anillo. Se consideraron cuatro anillos para el núcleo interno, tres anillos para el núcleo externo, 2 anillos para los elementos de control primario (internos y externos), un anillo para los elementos de control secundarios y 3 anillos para el reflector radial. En consecuencia de esta metodología los sub-ensambles de que pertenecen a un mismo anillo tienen el mismo conjunto de XS.



Figura 6: Macro celda para una región axial de combustible generada en Serpent

3.3. Simulación del caso de referencia con Serpent

Con la finalidad de cuantificar el impacto de la nueva metodología para generar XS se decidió comparar el resultado del valor del factor de multiplicación efectivo (k_{eff}) obtenido en los cálculos de difusión contra la k_{eff} obtenida mediante una simulación del caso nominal del núcleo completo con el código Serpent.

La simulación fue realizada con los mismos parámetros con los que se generaron las XS especificadas en la Tabla VI. El caso nominal tiene la característica de que todos los sub-ensambles de control se encuentran extraidos hasta donde termina la longuitud activa. La Figura 7 muestra el diseño del caso nominal modelado con el código Serpent. El valor de k_{eff} obtenido es de $1.01655 \pm 3.3 \times 10^{-5}$.

4. CÁLCULOS DE DIFUSIÓN Y RESULTADOS

El efecto de la metodología de macro celda para generar los conjuntos de XS es visible al realizar los cálculos de difusión con el código AZNHEX con su implementación.

El modelo del núcleo completo del SFR en AZNHEX fue simulado con los parámetros presentados en la Tabla VII. La condición de frontera para la caras IZQUIERDA, DERECHA, CERCA, LEJOS, ABAJO y ARRIBA es de flujo extrapolado, con un arreglo de 66×66 sub-ensambles en x y y (por cada uno hay dos en cada coordenada por la división del sub-ensamble hexagonal en 4),



Figura 7: Modelo axial (a) y radial (b) del núcleo completo simulado en Serpent

la coordenada z fue dividida en nueve para considerar las diferentes regiones axiales del núcleo. La forma de generar el modelo con AZNHEX exige la introducción explícita de las XS para cada material, para su implementación se extraen del archivo *_res.m, que forma parte de los archivos de salida de Serpent, mediante un programa que las coloca en el formato requerido para ser utilizadas por AZNHEX.

Versión	Linux
Número de iteraciones	500
Criterio de convergencia	1×10^{-6}
Grupos de energía	24

Tabla VII: Parámetros generales de las simulaciones con AZNHEX

Las XS generadas en celdas infinitas fueron implementadas en 16 materiales para el modelo de AZNHEX, cada material corresponde a uno mismo sin importar su posición en el núcleo. Por ejemplo, la celda del ducto de Na es la misma para todos los lugares donde se encuentre sin importar si está en una región contigua al combustible o si se encuentra al fondo del núcleo.

Las XS generadas en macro celdas fueron implementadas en 71 materiales para el modelo de AZNHEX. Como ya se ha mencionado la forma de pedir las XS en las macro celdas es por anillos, por lo que para cada macro celda se tienen XS de 13 universos, por tener dividida la longitud activa en cinco zonas de diferente enriquecimiento tenemos 65 grupos de XS; aquí sí se tiene más de un grupo de XS para un mismo material pero para efectos de la simulación se toman independientes para considerar el efecto de su posición radial en el núcleo y sub-ensambles vecinos. Por ejemplo, se tienen 5 grupos de XS para un anillo del reflector radial, que tiene una composición isotópica definida pero dependiendo de la rebanada en la que se encuentre tendrá

un conjunto de XS, entonces estos cinco se consideran como distintos materiales en AZNHEX. Sumando a éstas se tienen 6 grupos de XS generadas en celda infinita para los materiales fuera de la longitud activa, es decir, para el reflector axial, pleno de gas, elementos de controcalculada con ambas metodologías, puede apreciarse que la forma y los valores no cambian sustancialmentel primario y secundario (pues están extraídos) y las zona de reflector radial y ducto de Na fuera de la longitud activa.

Después de realizar las simulaciones aplicando ambas metodologías se compararon los valores de k_{eff} con el valor de ésta obtenido con Serpent. La Tabla VIII muestra la comparación de los resultados obtenidos. De la Tabla VIII se puede ver que el valor de k_{eff} al aplicar la metodología de macro celda es mejorado en 96 pcm logrando que la diferencia con el resultado de Serpent caiga dentro de un rango de diferencia entre 0 y ±200 pcm respecto al valor de referencia, lo cual es aceptable en cálculos de física de reactores.

Metodología	k_{eff}	Diferencia (pcm)
Serpent (ref)	$1.01655 \pm 3.3 \times 10^{-5}$	
Celda infinita	1.01400	255
Macro celda	1.01496	159

Tabla VIII: Resultados de k_{eff} con AZNHEX.

Además de comparar los valores de k_{eff} , para tener una idea más puntual del impacto que tiene sobre el método de simulación cambiar la metodología, se obtuvo a lo largo de la diagonal principal del núcleo (ver. Fig 8 (a)) [10] la gráfica de la potencia radial calculada con ambas metodologías (ver. Fig 8 (b)), puede apreciarse que la forma y los valores no cambian sustancialmente.

5. CONCLUSIONES

Después de aplicar las dos metodologías para generar las secciones eficaces macroscópicas los resultados muestran una clara mejora con la metodología de macro celda sobre la metodología de celda infinita al comparar el valor de k_{eff} obtenido con AZNHEX con el de Serpent. Esta mejora es atribuida al hecho de que las macro celdas al tener datos de todos los elementos vecinos de los sub-ensambles del reactor son capaces de incluir el efecto de las discontinuidades entre ellos para que el peso recaiga en la secciones eficaces macroscópicas generadas, en comparación de las celdas infinitas que únicamente tienen información de la propia celda y sus secciones eficaces carecen de este efecto.

La gráfica de potencia radial muestra que la forma de la potencia del núcleo no se modifica sustancialmente por lo que se concluye que aplicar la metodología de macro celda no afecta el método de solución y los valores promedio tienen la misma tendencia. Por otra parte los resultados de la potencia radial a lo largo de la diagonal principal, si bien siguen la misma tendencia, difieren

XXIX Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana Energía Nuclear: un Pilar para el Desarrollo Económico de México Mérida, Yucatán, del 2 al 5 de julio de 2018



(a)



Figura 8: Diagonal principal del núcleo (a) y distribución radial de potencia promedio a lo largo de diagonal principal (b).

entre cada metodología, ésto es debido a que el efecto de los sub-ensambles vecinos se carga mayormente en el aspecto radial pues al dividir las regiones para generar las XS's en anillos concentricos radiales el impacto es mayor en esta dirección.

Con el afán de continuar el desarrollo del código AZNHEX, un siguiente paso en la dirección de este trabajo es buscar implementar los ADFs en el código para realizar una comparación con mayor impacto sobre la forma de generar XS para este tipo de núcleos; inclusive nuevas formas de dividir al núcleo en macro celdas pueden ser investigadas para futuros trabajos.

Tomar en consideración las discontinuidades entre los sub-ensambles es una gran mejora en las simulaciones pues éstas se acercan más a la realidad y los estudios de factibilidad de los reactores se ven beneficiados en pro de contribuir al desarrollo de los reactores rápidos.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen el apoyo financiero recibido del proyecto estratégico No.212602 (AZTLAN Platform) de Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética CONACyT-SENER para la elaboración de este trabajo. Así mismo la autora Lucero Arriaga agracede al Instituto Politécnico Nacional y al CONACyT por la beca recibida para sus estudios de doctorado.

REFERENCIAS

- [1] Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA). *Sodium-cooled nuclear reactors*. Éditions Le Moniteur, Paris, France (2016). ISBN 978-2-281-14055-2.
- [2] Leppänen, J., et al. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Annals of Nuclear Energy*, **82**, pp. 142–150 (2015).
- [3] E. del Valle, R. Lopez, L. Arriaga, A. Gomez, and F. Puente. "Verification of the Multi-Group Diffusion Code AZNHEX using the OECD/NEA UAM Sodium Fast Reactor Benchmark." *Annals of Nuclear Energy* (2018).
- [4] K. S. Smith. "Assembly Homogenization Techniques for Light Water Reactor Analysis." *Progress in Nuclear Energy*, **17**(3), pp. 303–335 (1986).
- [5] K. Koebke. "Advances in homogenization and dehomogenization." *International Topical Meeting on Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems*, **2**, p. 59 (1981).
- [6] G. Gomes. "Importance of Assembly Discontinuity Factors in Simulating Reactor Cores Highly Heterogeneous Fuel Assemblies." *Atomic Energy of Canada Limited, COMSOL Conference* (2009). Boston, USA.
- [7] A. M. Gómez. Further Developments of Multiphysics and Multiscale Methodologies for Coupled Nuclear Reactor Simulations. Ph.D. thesis, TECHNISCHE UNIVERSITÄT MÜNCHEN, Lehrstuhl für Nukleartechnik, München, Germany (2011).
- [8] L. Boiron et al. "Benchmark for Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of SFRs (Version 1.5-10)." Technical report, OECD/NEA.
- [9] L. Arriaga. *Modelación y Análisis de un Reactor Avanzado usando SERPENT y AZNHEX*. Master's thesis, Instituto Politécnico Nacional, ESFM, Mexico City, Mexico (2015).
- [10] E. Nikitin, E. Fridman, and K. Mikityuk. "Solution of the OECD/NEA neutronic SFR benchmark with Serpent-DYN3D and Serpent-PARCS code systems." *Annals of Nuclear Energy*, **75**, pp. 492–497 (2015).