

CÁLCULOS DE CELDAS DE COMBUSTIBLE NUCLEAR USANDO EL MÓDULO AZTRAN

G. Ibarra-Reyes², S. Vargas-Escamilla¹, A. M. Gómez-Torres^{1,2},
E. del Valle- Gallegos^{2*}

¹ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México-Toluca s/n,
La Marquesa, Ocoyoacac, Edo. de México, C. P. 52750, México

² Instituto Politécnico Nacional-Escuela Superior de Física y Matemáticas,
Av IPN s/n, San Pedro Zacatenco, Ciudad de México, D.F. C. P. 07730, México

*Becario COFAA-IPN y EDD-IPN

Resumen

El módulo AZTRAN es un programa de cómputo que forma parte de la plataforma AZTLAN y que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en 3D usando el método de ordenadas discretas SN, en estado estacionario y geometría cartesiana. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos con el programa AZTRAN al modelar un conjunto de celdas de combustible nuclear. Los resultados se comparan con los obtenidos con el código de Monte Carlo SERPENT, el cual, además de utilizarse para determinar una solución de referencia, generó las secciones eficaces que necesita el módulo AZTRAN para realizar el cálculo determinístico. Se calculó el factor de multiplicación infinito (*kinf*) para cada celda, obteniéndose diferencias máximas de 200 pcm, con lo cual se verifica que el modelado numérico implementado en AZTRAN va en la dirección correcta.

Palabras clave: Métodos Nodales, k-inf, Ordenadas Discretas.

Introducción

El proyecto AZTLAN [1] consiste en el desarrollo de una plataforma de modelación para el análisis y diseño de reactores nucleares. Es una iniciativa nacional liderada por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, que reúne a las principales casas públicas de estudios superiores de México como son el Instituto Politécnico Nacional, la Universidad Nacional Autónoma de México y la Universidad Autónoma Metropolitana en un esfuerzo por situar a México en el mediano plazo en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares. Este proyecto es financiado por el fondo mixto SENER-CONACYT de Sustentabilidad Energética, proyecto estratégico No. 212602.

El diseño y operación de un reactor nuclear está totalmente relacionado con la capacidad de predecir la distribución de los neutrones en un sistema nuclear en función del espacio, la energía la dirección angular y el tiempo. Esto se puede hacer resolviendo la ecuación de transporte de neutrones de Boltzmann. El módulo AZTRAN, es un programa de cómputo que forma parte de la plataforma AZTLAN y que resuelve las ecuaciones de transporte de neutrones en 3D y varios grupos de energía usando el método de ordenadas discretas SN (discretización angular) y el esquema nodal RTN-0

* guillermoibarra@gmail.com

(discretización espacial)[2], en estado estacionario y geometría cartesiana. La ecuación de transporte de neutrones para el caso de dispersión isotrópica está dada por

$$\Omega \cdot \nabla \psi + \Sigma_t \psi = \int_0^{\infty} [\Sigma_{s,0}(\vec{r}, E' \rightarrow E) + \frac{1}{k} \chi(E) \nu \Sigma_f(\vec{r}, E')] \phi(\vec{r}, E') dE'$$

donde $\psi(\vec{r}, E, \Omega)$ y $\phi(\vec{r}, E)$ son el flujo angular y escalar respectivamente, k es el factor de multiplicación y cada uno de los parámetros involucrados tiene el significado usual.

AZTRAN utiliza como información de entrada una biblioteca de secciones eficaces para varios grupos de energía, así como una descripción geométrica del sistema nuclear a modelar sobre el que resuelve numéricamente la ecuación de transporte.

Por otro lado, SERPENT es un código basado en el método de Monte Carlo [3], que fue desarrollado en el Centro de Investigación Técnica VTT de Finlandia desde el 2004 y continuamente se está actualizando. En este momento se cuenta con la versión 2. Dentro de los usos de SERPENT, se puede destacar la verificación y validación de códigos de transporte determinístico pues al ser un código tipo Monte Carlo se puede considerar con éste soluciones de referencia. Adicionalmente, tiene la característica de funcionar como un código de celda y generar secciones eficaces y parámetros nucleares para usarse en códigos determinísticos.

Metodología

En el presente trabajo se calculó el factor de multiplicación infinito (k_{inf}) con el módulo AZTRAN para 3 diferentes celdas de combustible. El módulo AZTRAN usa las secciones eficaces generadas con SERPENT (de energía continua) para llevar a cabo los cálculos en dos grupos de energía para los cuales se empleó el corte de energía 0.625 eV que separa el grupo térmico del rápido. Además de generar las secciones eficaces, SERPENT calcula el factor de multiplicación infinito (k_{inf}) y éste se compara con los resultados de AZTRAN.

El proceso de verificación implica dos pasos. Primeramente, con el objetivo de verificar la metodología de cálculo en SERPENT, se compara la k_{inf} obtenida con SERPENT con la k_{inf} de referencia. Lo anterior es para asegurar que el sistema está física y geoméricamente bien definido. El segundo paso es hacer la comparación entre SERPENT y AZTRAN.

SERPENT usa bibliotecas de secciones eficaces microscópicas de energía continua para la generación de secciones eficaces macroscópicas. Para los cálculos realizados se utilizó la biblioteca ENDF/VII.

Descripción de las Celdas de Combustible

Las celdas bajo estudio pertenecen a un *reactor tipo BWR (Boiling Water Reactor)*. El combustible se encuentra en un arreglo de 10x10 y en el centro se encuentran 2 barras de agua. Los cálculos se hicieron para condiciones en frío (300 K) en partes celdas de combustible diferentes con distinta distribución de enriquecimiento. La celda de combustible 1 contiene solamente uranio natural (0.71% U-235), mientras que las celdas 2 y 3 contienen diferentes enriquecimientos de uranio (Figura 1) y barras de combustible con Gadolinia a distintas concentraciones (Figura 2). Cada celda de combustible tiene dimensiones de 15.24 cm por 15.24 cm. En la Tabla 1 se muestran las dimensiones de los componentes dentro de la celda. El encamisado está hecho de Zircaloy-2.

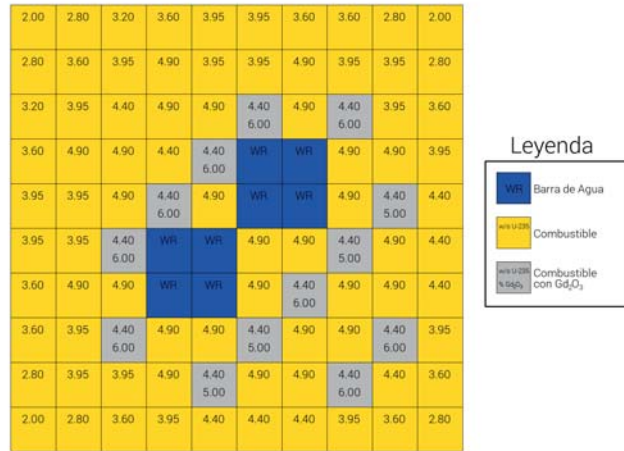


Fig. 1. Distribución de enriquecimientos para la celda 2.

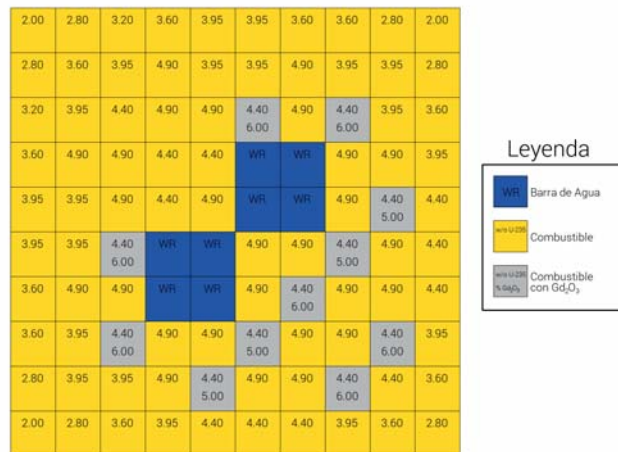


Fig. 2. Distribución de enriquecimientos para la celda 3.

Tabla 1. Dimensiones de la Celda

Concepto	Dimensión (cm)
Diámetro exterior de la barra de combustible	1.02616
Diámetro exterior de la barra de agua	2.4892
Espacio entre las barras de combustible	0.28956
Diámetro de la pastilla de combustible	0.8763
Espesor del encamisado	0.254

Resultados

SERPENT

En la Tabla 2 se muestran los resultados obtenidos para las tres celdas de combustible mientras que en la Figura 3 se puede apreciar la visualización de la celda 3 obtenida con SERPENT. Dentro de la Tabla 2, se presentan las desviaciones estándares obtenidas para 20,000 historias y 1000 ciclos, en donde los primeros 75 fueron ciclos inactivos.

Tabla 2. Resultados de SERPENT

Celda	<i>K-inf</i> Referencia	<i>K-inf</i> Serpent	% Error Absoluto
1	0.8419	0.8406 ± 9.8E-5	0.1544
2	1.1291	1.1307 ± 1.4E-4	0.1417
3	1.1717	1.1730 ± 1.4E-4	0.1109

Como se puede apreciar, para cada celda de combustible, los cálculos con SERPENT están dentro de 0.155% (155 pcm) de error. Lo anterior indica que el sistema está bien definido física y geométricamente con lo cual se tiene la confianza que las secciones eficaces proporcionadas por SERPENT para AZTRAN se generaron adecuadamente.

En la Figura 3, se muestra la geometría de la celda 3 con las dimensiones mencionadas anteriormente y la relación de color a material en la Tabla 3.

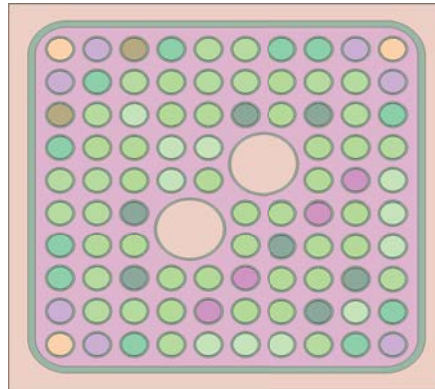


Fig. 3. Visualización de la celda 3 en SERPENT.

Tabla 3. Identificación de cada material

	2% U-235		4.4% U-235
	2.8% U-235		4.9% U-235
	3.2% U-235		4.4% U-235 / 5% Gd ₂ O ₃
	3.6% U-235		4.4% U-235 / 6% Gd ₂ O ₃
	3.96% U-235		Barra de Agua

AZTRAN

De SERPENT se extraen las secciones eficaces para cada material. Lo anterior así como la geometría del sistema forma parte de los componentes necesarios para llevar a cabo los cálculos en AZTRAN.

En la Tabla 4 se muestran los resultados obtenidos con AZTRAN y su comparación con SERPENT, así como el tiempo de cálculo requerido (tiempo CPU).

Tabla 4. Resultados de AZTRAN vs. SERPENT

Celda	<i>K-inf</i> SERPENT	<i>K-inf</i> AZTRAN	% Error Absoluto	Tiempo de CPU (seg)
1	0.8406	0.8394	0.1428	21.5237
2	1.1307	1.1350	0.3803	51.1962
3	1.1730	1.1776	0.3922	55.2546

El proceso numérico de AZTRAN considera iteraciones internas en donde se calculan los flujos neutrónicos para una fuente de fisión dada, e iteraciones externas en donde calcula la *k-inf*. Para el cálculo se usó una tolerancia de 1.0E-07 como criterio de convergencia tanto para las iteraciones internas como externas. Comparado con SERPENT (un método Monte Carlo), AZTRAN (transporte determinístico) proporciona muy buenas aproximaciones en poco tiempo. Todos los cálculos tienen porcentajes de error absoluto menores al 0.40 (400 pcm). La celda 1 obtuvo el menor porcentaje de error, pero cabe mencionar que fue la más sencilla pues sólo contiene uranio natural mientras que las otras 2 celdas contienen uranio enriquecido y en unas barras de combustible hay gadolinia.

Las ejecuciones se realizaron en un procesador Quad-Core AMD Opteron™ Processor 8354, el cual forma parte del servidor ‘VIVI’ del ININ. La Figura 4 muestra la *k-inf* en cada ciclo exterior para la celda de combustible 3 calculada por el programa AZTRAN.

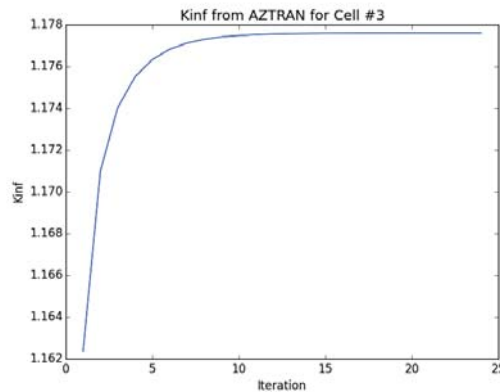


Fig. 4. K-inf vs iteraciones externas para la celda 3.

Se puede apreciar que la convergencia se llevó a cabo en un número de iteraciones bastante aceptable. Observando los tiempos de cálculo para cada celda, esa rapidez de convergencia se llevó a cabo en cada cálculo.

Finalmente, en la Figura 5 se muestra la geometría utilizada para definir el sistema en el programa AZTRAN. Se puede apreciar que las barras de combustible aparecen como rectángulos.

Lo anterior se debe a que AZTRAN considera esos materiales homogéneos. Aún así, se pueden apreciar las barras de agua en el centro, las barras de combustible y el canal.

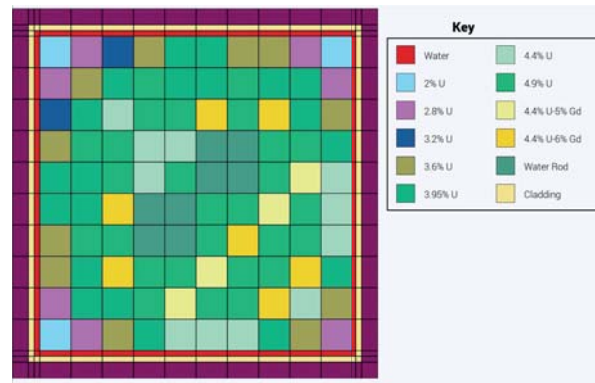


Fig. 5. Geometría para la celda 3 en AZTRAN.

Conclusiones y Discusiones

De acuerdo a los resultados obtenidos con SERPENT, se concluye que las celdas se modelaron adecuadamente, los errores porcentuales entre SERPENT y los valores de referencia son menores al 0.2%, este paso es muy importante para verificar y validar la metodología de generación de secciones eficaces con SERPENT. Por otro lado, la comparación entre SERPENT y AZTRAN arrojó errores porcentuales menores al 0.4%, lo cual implica que la solución numérica obtenida con AZTRAN se ha implementado correctamente. Una mejora en los resultados se podría obtener aumentando el orden de la aproximación SN de 4 a 8 ó a 16 y mediante la implementación de dispersión anisotrópica. Estas dos extensiones se han identificado como un trabajo futuro.

Agradecimientos

Los autores agradecen el apoyo financiero recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform) del Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética CONACYT - SENER.

Referencias

- [1] Gómez T. A. *et al.*, 2014, "AZTLAN Platform: Plataforma Mexicana para el Análisis y Diseño de Reactores Nucleares", XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, del 31 de Agosto al 4 de Septiembre, Veracruz, México.
- [2] Hennart J. P., 1986, "A General Family of Nodal Schemes", *SIAM J. Sci. Stat. Comp.* 7, 264.
- [3] Leppänen, J. (2013a). "Development of a dynamic simulation mode in the Serpent 2 Monte Carlo code." In *proc.M&C 2013*, Sun Valley, ID, May 5-9, 2013.