

Modelado de Celdas de Combustible Nucleares Heterogéneas Usando el Módulo AZTRAN

Guillermo Ibarra Reyes¹, Armando M. Gómez Torres², Edmundo del Valle Gallegos¹

¹Departamento de Física, ESFM-IPN, México D.F., México

²Gerencia de Ciencias Aplicadas, ININ, La Marquesa Ocoyoacac, México

E-mail: guillermoibarra@gmail.com

Resumen — AZTRAN resuelve la ecuación de transporte de neutrones en 3D usando el método de ordenadas discretas S_N , en estado estacionario y geometría cartesiana. Típicamente los cálculos de transporte con AZTRAN se llevan a cabo con materiales homogenizados; la celda de combustible se representa como un único material. Para este trabajo se define un procedimiento para refinar la malla interna de una celda de combustible nuclear y de esta manera aproximar la geometría cilíndrica con geometría cartesiana. Este procedimiento permite usar secciones eficaces para la pastilla de combustible y para el agua sin necesidad de homogeneizar. Se presenta el modelado de un problema benchmark de un PWR con combustible MOX y UO₂ y con 7 grupos de energía sin homogeneización espacial, lo cual implica el uso de secciones eficaces heterogéneas y la geometría exacta de la celda de combustible nuclear. El refinamiento interno de la malla cartesiana para aproximar la geometría cilíndrica de la pastilla considera tres casos: refinamientos 3x3, 5x5 y 7x7. Los resultados obtenidos con AZTRAN se compararon con el código de transporte DORT, un código determinístico con características semejantes a las de AZTRAN. En todos los casos estudiados, el error entre AZTRAN y DORT fue menor al $\pm 1\%$.

Palabras Clave — AZTRAN, AZTRAN, Reactor Nuclear, Transporte Neutrónico

Abstract — AZTRAN solves the neutron transport equation for 3D Cartesian systems at steady state using the discrete ordinates method. Generally AZTRAN treats homogenized materials; the fuel cell is represented as a single material. In this work a methodology to refine the fuel cell's internal mesh, therefore representing its cylindrical geometry on a Cartesian system is presented. This procedure allows the use of heterogeneous cross sections for each element of the fuel cell as well as its exact geometry. The fuel cell's internal mesh is refined with spatial discretizations of 3x3, 5x5 and 7x7. The results were compared with DORT, a deterministic code with similar characteristics as AZTRAN. In all of the cases studied, the error between AZTRAN and DORT was below $\pm 1\%$.

Keywords — AZTRAN, AZTRAN, Nuclear Reactor, Neutron Transport

I. INTRODUCCIÓN

El proyecto AZTRAN [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.

El diseño y análisis de reactores nucleares se basa en la distribución precisa y detallada de los neutrones en un sistema nuclear, la cual esta en función del espacio, la energía, la dirección angular y el tiempo. La descripción de esta distribución requiere el entendimiento del transporte nuclear, el proceso en donde los neutrones interactúan con un medio físico. Lo anterior se logra a través de la resolución de la ecuación de transporte de neutrones de Boltzmann.

El módulo AZTRAN resuelve la ecuación de transporte de neutrones en tres dimensiones y varios grupos de energía usando el método de ordenadas discretas S_N para la discretización angular y el esquema RTN-0 para la discretización espacial [2], en estado estacionario y geometría Cartesiana. La ecuación de transporte para el caso de dispersión isotrópica está dada por:

$$\Omega \cdot \nabla \psi + \Sigma_t \psi = \int_0^\infty \left[\Sigma_{s0}(\vec{r}, E' \rightarrow E) + \frac{1}{k} \chi(E) \nu \Sigma_f(\vec{r}, E') \right] \phi(\vec{r}, E') dE' \quad (1)$$

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

AZTRAN utiliza como información de entrada las secciones eficaces para cada grupo de energía de los materiales dentro del sistema así como su descripción geométrica, definido con mallas cartesianas. Típicamente en cada nodo de las mallas contienen un material homogéneo. Si se desea modelar una celda de combustible, la pastilla de combustible, el huelgo, el encamisado y el agua que lo rodea se homogeneizan usando, por ejemplo, un código de celda (lattice code), las cuales se utilizan dentro de AZTRAN.

II. METODOLOGÍA

La homogenización de secciones eficaces implica la introducción de errores en el cálculo, que aunque no son tan significativos, si pueden reducirse. Con el fin de demostrar las capacidades del código AZTRAN para mejorar estas limitaciones, se desarrollo un procedimiento para refinar la malla interna dentro de una celda de combustible nuclear y de esta manera aproximar la geometría cilíndrica de la pastilla de combustible a una geometría cartesiana. Este procedimiento permite usar secciones eficaces para la pastilla de combustible y para el agua sin necesidad de homogeneizar.

A. Descripción del Problema Benchmark

El problema bajo estudio es el benchmark C5G7 [3]. Este sistema es un cuarto de un núcleo de reactor de agua a presión (PWR) sin homogenización espacial, el cual contiene combustible de oxido de uranio (UO_2) y de mezclas óxidos (MOX). La configuración en dos dimensiones se presenta en la Fig. 1, en donde se puede apreciar que se aplica una condición de frontera de vacío hacia la derecha y en la parte inferior de la geometría mientras que se aplica una condición de frontera de reflexión hacia la izquierda y en la parte superior. Las dimensiones totales del sistema son de 64.26 cm x 64.26 cm, mientras que en cada arreglo de combustible son de 21.42 cm x 21.42 cm.

Cada arreglo de combustible esta compuesto por un lattice de 17 x 17 celdas de combustible cuadradas, se presenta una de la Fig. 2. La longitud del lado de cada celda de combustible es de 1.26 cm y todas las pastillas y tubos de guía tienen un radio de 0.54 cm. Como se indica en la Fig. 2, cada celda esta compuesta por dos materiales. La distribución de cada arreglo se presenta en la Fig. 3. Este problema se divide en 7 grupos de energía. Las secciones eficaces para cada material para su respectivo grupo de energía se presentan en [3].

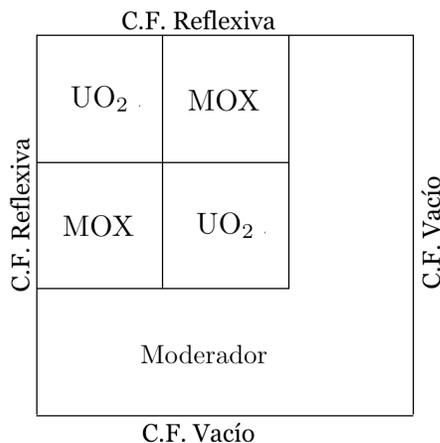


Fig. 1. Arreglo del benchmark C5G7 en dos dimensiones.

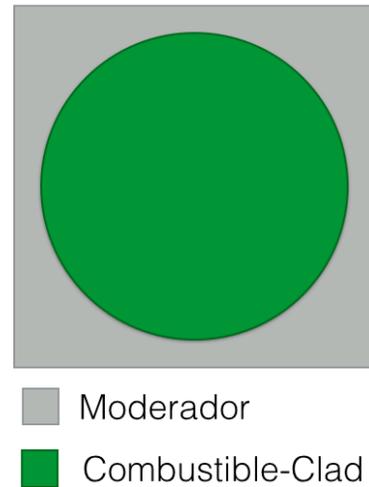


Fig. 2. Celda de combustible en un PWR.

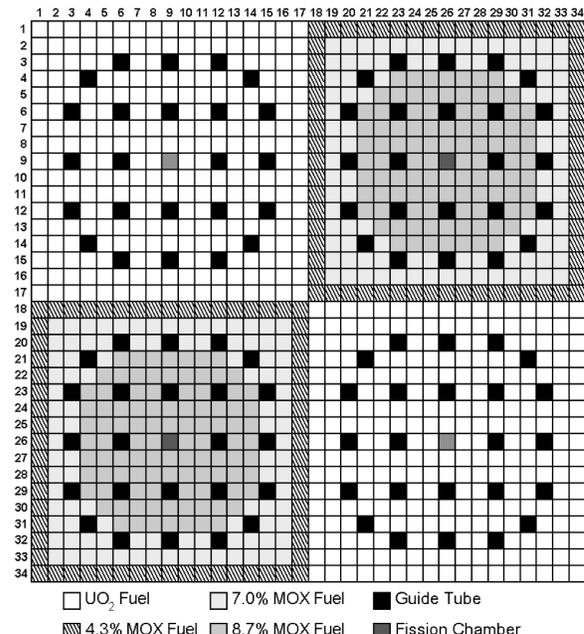


Fig. 3. Distribución del combustible en cada arreglo.

B. Técnicas de Refinamiento

Debido a que AZTRAN trabaja con geometrías cartesianas, se deben representar los dos materiales dentro de la Fig. 2 usando estas coordenadas. Se consideraron los refinamientos de la malla interna 3 x 3, 5 x 5, y 7 x 7 con el fin de aproximar la geometría cilíndrica utilizando coordenadas cartesianas. En cada refinamiento se conservo el área la pastilla de combustible (0.916 cm²). La visualización de cada caso se presenta en la Fig. 4.

Los refinamientos se aplicaron al sistema completo de la Fig. 1, en la Fig. 5 se presenta el refinamiento 3x3 y en la Fig. 6 el refinamiento 7x7. Se puede apreciar que al

aumentar el refinamiento se aproxima a la geometría cilíndrica.

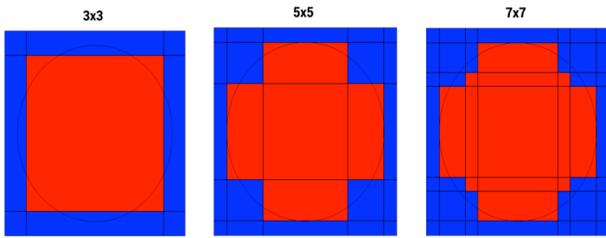


Fig. 4. Refinamientos realizados en la celda de combustible. El color rojo representa la pastilla mientras que el azul es el moderador.

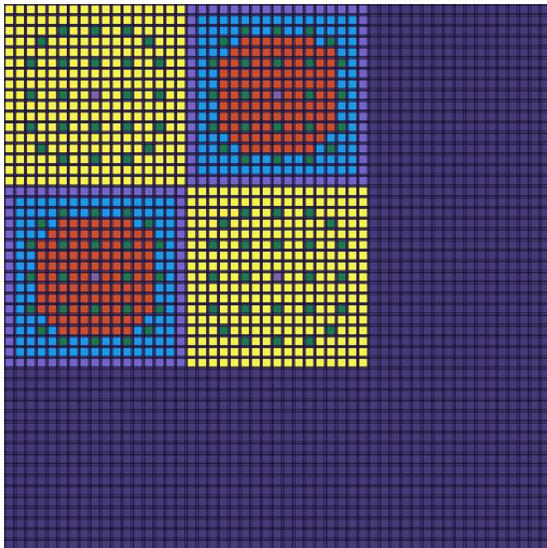


Fig. 5. Arreglo C5G6 con refinamiento de 3x3 en la celda de combustible.

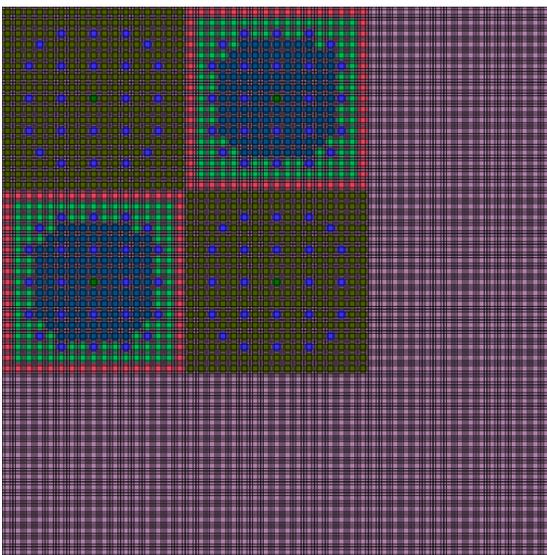


Fig. 6. Arreglo C5G7 con refinamiento de 7x7 en la celda de combustible.

C. Detalles del Cálculo

El punto de comparación entre los cálculos realizados contra el valor de referencia (obtenido con MCNP) y DORT es el factor de multiplicación infinito (k_{inf}). DORT es un código determinístico que resuelve la ecuación de transporte mediante el método de ordenadas discretas para geometría cartesiana [4]. Las características de DORT son semejantes a las de AZTRAN.

En el método de ordenadas discretas S_N se elige un orden de aproximación. Hasta el momento, AZTRAN es capaz de hacer aproximaciones de S_{32} . Entre mayor sea el orden de S_N mejor será el resultado obtenido; sin embargo aumento considerablemente el tiempo de calculo. En este trabajo: para el refinamiento de 3x3 se hicieron cálculos con aproximaciones S_4 , S_6 , y S_8 , y las aproximaciones S_2 y S_4 para los refinamientos de 5x5 y 7x7.

Otro parámetro dentro de los cálculos determinísticos es el criterio de convergencia. Dentro de este trabajo se eligió un error (ϵ) de $1E-5$ para el eigenvalor (ciclo externo) y el flujo de neutrones (ciclo interno) un valor de $1E-04$. Ambos ciclos tienen como máximo 750 iteraciones.

AZTRAN requiere de las secciones eficaces y otros datos para cada material en cada grupo de energía. Los datos requeridos son: la sección eficaz total Σ_t , número total de neutrones producidos $\nu\Sigma_f$, cantidad de energía producida por fisión (κ_f), el espectro de fisión χ y la matriz de dispersión. Debido a que este problema se trabaja con 7 grupos de energía, cada material tiene 7 valores para Σ_t , $\nu\Sigma_f$, etc. y una matriz de dispersión de 7×7 .

III. RESULTADOS

En la Tabla 1 se presentan los valores k_{inf} obtenidos en el trabajo, el valor de k_{inf} calculado y la comparación entre el valor reportado del benchmark y el valor calculado con DORT. Cabe mencionar que para el benchmark, el valor fue obtenido con MCNP y es 1.186550. Además DORT solo realizó cálculos con aproximaciones de S_4 , S_8 y S_{16} .

Dentro de cada refinamiento, se aprecia que al aumentar el orden de aproximación (S_N) disminuye el error. Es decir que entre mejor aproximación S_N , más exacto. Sin embargo después del refinamiento de 3x3, los valores calculados de k_{inf} se encuentran por debajo del valor de referencia. En las comparaciones con DORT, AZTRAN tiene un porcentaje de error relativo menor al $\pm 1\%$.

Tabla 1. K_{inf} calculada y comparada contra la referencia del benchmark (MCNP) y DORT.

Refinamiento	S_n	K_{inf}	%Error vs MCNP	K_{inf} DORT	% Error vs DORT
3x3	S2	1.186167	-0.0321891	1.18730	-0.211151
	S4	1.184793	-0.1481160		
	S6	1.184573	-0.1665897		
5x5	S2	1.172330	-1.1984324	1.18510	-0.958906
	S4	1.173736	-1.0799376		
7x7	S2	1.172603	-1.1754246	1.18505	-0.935910
	S4	1.173959	-1.0611437		

IV. DISCUSIÓN

El k_{inf} para el problema benchmark fue obtenido con MCNP, un código de Monte Carlo. Para el refinamiento de 3x3, AZTRAN produce valores aceptables ya que tienen un porcentaje de error menor al $\pm 1\%$. Sin embargo al hacer un mallado más fino en la celda de combustible, se produce un valor de k_{inf} por debajo del valor de referencia. Para el refinamiento de 5x5 en S2 el porcentaje de error es casi del -2%. Afortunadamente al aumentar el refinamiento y el orden de aproximación (S_N) se produce un resultado más exacto, un porcentaje de error relativo alrededor del -1%.

Debido a que la k_{inf} fue obtenido con un código de Monte Carlo, es conveniente comparar AZTRAN contra un código con características semejantes. DORT también es un código determinístico que utiliza el método de ordenadas discretas para geometrías cartesianas. La metodología empleada para representar una geometría cilíndrica en coordenadas cartesianas es similar a la de DORT. Entonces se pueden comparar k_{inf} para las mismas refinaciones y S_N . En las comparaciones el porcentaje de error absoluto es menor al $\pm 1\%$, lo cual indica que AZTRAN es capaz de modelar materiales heterogéneas en geometrías exactas con un grado de exactitud aceptable.

Se esperaría que se siga la tendencia mencionada anteriormente y que entre más fino el refinamiento en conjunto con un mayor grado de aproximación (S_N) la k_{inf} será aún más exacta. Sin embargo por el tiempo de computo requerido y los recursos computacionales, en este trabajo se enfoco en desarrollar la metodología y no en la producción de resultados muy exactos. Cabe mencionar que para efectuar cálculos de S_{16} se requiere 16 gb de memoria y un tiempo de computo de 18 horas.

V. CONCLUSIONES

Mediante la metodología desarrollada en este trabajo, se demostró que AZTRAN es capaz de tratar geometrías cilíndricas sin homogenización espacial. Por lo general AZTRAN es utilizado para modelar sistemas al definir mallas cartesianas en donde cada nodo contiene un material homogéneo para dos grupos de energía, lo cual es aceptable para reactores BWR, como los que se encuentran en el Centro Nuclear de Laguna Verde. Pero al tratar material como el MOX, se requiere de mayores grupos de energía. AZTRAN es capaz de manejar cualquier número de grupos de energía, lo cual también se demostró con este trabajo.

El tiempo de cómputo, como era de esperarse, se incrementa de manera importante a medida que se refina la malla interna por lo que para fines prácticos sería necesario implementar un algoritmo de rebalance que reduzca considerablemente el número de iteraciones asociadas con la solución de un sistema algebraico y por consiguiente reduzca el tiempo de cómputo. La implementación de algoritmos de cómputo en paralelo también es una opción para que este tipo de cálculos se ejecuten en tiempos de cómputo razonables. Estas dos opciones se identifican como

un trabajo futuro para implementarse en el código AZTRAN.

APÉNDICE

¿Quizás los valores de secciones eficaces y mallados?

AGRADECIMIENTOS

Ya se menciona el financiamiento de CONACYT...

REFERENCIAS

- [1] Gómez Torres 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] Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark, Nuclear Science Committee, NEA/NSC/DOC (2003) 16.
- [4] Rhoades, W. A., Childs, R.L., 'The DORT two-dimensional discrete ordinates transport code', Nuclear Science and Engineering, (1988) 99.