

Análisis de los Efectos de la Anisotropía con el Código AZTRAN

Vicente Xolocostli¹, Edmundo del Valle^{2*}, Samuel Vargas¹, Armando Gómez¹
¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México – Toluca, La Marquesa, Estado de México, México. C.P. 52750

²Instituto Politécnico Nacional

Av. IPN s/n, CDMX, México C.P. 07738

vicente.xolocostli@inin.gob.mx; edmundo.delvalle@gmail.com;

samuel.vargas@inin.gob.mx; armando.gomez@inin.gob.mx

Abstract

Dentro de las mejoras que se tienen para los códigos determinísticos con los cuales se analizan reactores nucleares, es la implementación de la dispersión anisotrópica de la sección eficaz de dispersión, con lo cual se pueden obtener mejores resultados. Con la actual tecnología de cómputo es posible llevar a cabo estas implementaciones, puesto que el tiempo de cómputo ya no es un problema considerable como en el pasado. En este trabajo se analizan algunos efectos de la anisotropía en el código AZTRAN, un código que resuelve la ecuación de transporte de Boltzmann en una, dos y tres dimensiones en estado estacionario, utilizando la técnica de multigrupos, el método nodal RTN-0 y ordenadas discretas; el cual forma parte de la Plataforma AZTLAN para análisis de reactores nucleares, que se encuentra actualmente en desarrollo. La implementación de la anisotropía en el código AZTRAN es una de las últimas mejoras que se le han hecho al código, conllevando a diferentes pruebas y análisis respecto a la dispersión anisotrópica, algunas a manera de prueba con ensambles de combustible homogéneos. En el caso aquí presentado, se analiza el problema benchmark de un ensamble combustible tipo BWR, que forma parte del “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels” propuesto por el Committee on Reactor Physics organized by Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), en éste problema se analiza el comportamiento del factor de multiplicación infinito (k_{inf}), así como el comportamiento de utilizar aproximación par e impar de anisotropía respecto a la simetría en la potencia radial del ensamble.

1. INTRODUCCIÓN

Una de las cuestiones que se toman en consideración cuando se hace el análisis o se quiere diseñar el núcleo de un reactor nuclear, es el conocer la distribución del flujo neutrónico, el cual se relaciona de manera directa con la potencia del reactor, así mismo la manera en que se comporta este flujo dentro del núcleo, dará una idea del factor de multiplicación (k) que se tenga. Para hacer estos análisis se tienen códigos estocásticos los basados en el método Monte Carlo, que tienden a ser códigos muy precisos pero que requieren mucho poder de cómputo, por otro

*De año sabático en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

lado se tiene los códigos determinísticos que si bien no son tan poderosos como los estocásticos, son capaces de proporcionar resultados muy satisfactorios con un gran ahorro en el tiempo de cómputo. Algunos códigos determinísticos han implementado el método de ordenadas discretas o aproximación S_N para la discretización angular de manera simplificada utilizando solo dispersión isotrópica.

El código AZTRAN forma parte de la Plataforma para Análisis y Diseño de Reactores Nucleares AZTLAN, como parte de un proyecto de CONACYT [1]. El código AZTRAN, es un código que resuelve la ecuación de transporte de Boltzmann para varios grupos de energía en estado estacionario, en una, dos y tres dimensiones, considerando para la dependencia angular la aproximación S_N , y para la dependencia espacial el método nodal RTN-0 [2]. En el caso del código AZTRAN ya se tiene implementada la dispersión anisotrópica, y se realizaron pruebas para verificar que la implementación se había realizado adecuadamente [3], pero sin considerar la validación con un problema Benchmark, en este trabajo se consideró hacer un análisis de los efectos de la anisotropía comparando los resultados con uno de los problemas que forma parte del “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels” propuesto por el Committee on Reactor Physics organized by Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) [4]. Cabe señalar que la dispersión anisotrópica se implementó con un desarrollo de polinomios de Legendre para su aproximación.

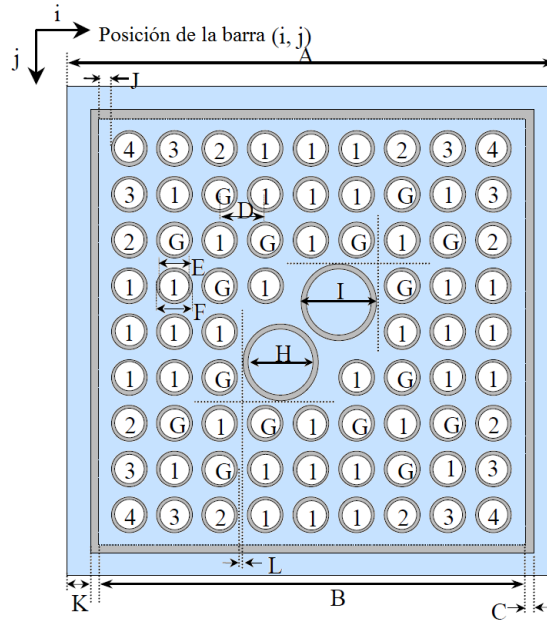
2. DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA BENCHMARK

El problema Benchmark analizado forma parte del “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels” propuesto por el Committee on Reactor Physics organizado por the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) en 1999 para llevar a cabo investigación asociada con la física de reactores de los combustibles en reactores de agua ligera. Dentro de la “suite” de problemas, se tienen tres diferentes tipos: “pin” de combustible con UO_2 y con MOX, un ensamble PWR con UO_2 y con MOX, y un ensamble con UO_2 y con MOX. El caso que aquí se analizó corresponde al ensamble combustible tipo BWR con UO_2 .

2.1. Especificación del ensamble combustible tipo BWR con UO_2 .

De manera general el ensamble combustible tipo BWR tiene la misma configuración como un diseño actual de un ensamble tipo BWR 9x9 comercial. El contenido físil asegura un quemado promedio a la descarga por arriba de los 70 GWD/t para los 18 meses de operación. El ensamble considera cinco tipos de barras con diferentes enriquecimientos: Cuatro tipos son con barras de UO_2 y un tipo con barras de $UO_2 - Gd_2O_3$, y el enriquecimiento promedio en el ensamble es de 5.5 w/o [4]. La descripción geométrica y la configuración geométrica con la distribución de los enriquecimientos se muestran en la figura 1:

Las composiciones isotópicas para las densidades y las especificaciones de las barras están tabuladas en la Tabla I para barras de combustible con UO_2 y en la Tabla II para la barra de combustible con Gd. Para el moderador y los materiales estructurales se enlistan en la Tabla III



Abreviatura	Descripción	Dimensión (cm)
A	Pitch del ensamble	15.24
B	Ancho interior	13.40
C	Espesor	0.250
D	Pitch de la barra de combustible	1.440
E	Diámetro de la pastilla	0.980
F	Diámetro exterior del encamisado	1.120
H	Diámetro interior de la barra de agua	2.350
I	Diámetro exterior de la barra de agua	2.490
J	Distancia de la pared del ensamble y el encamisado	0.380
K	Espesor del gap de agua	0.670
L	Distancia entre la barra de agua y el encamisado	0.160

Consideraciones: C/B : caja del canal, W/R : barra de agua, espesor del encamisado =0.070 cm, Pellet cladding gap=0.0 (Donde la densidad de la pastilla se escala en proporción a la variación de la misma dentro del encamisado) W/R espesor del tubo=0.070 cm, Gaps simétricos en las esquinas, radio interno de la esquina C/B=0.0)

Nota 1: Barra de dióxido de uranio están denotadas por números enteros del 1 al 4 correspondientes al tipo-1 al tipo-4.

Nota 2: Barras con Gadolinio estan identificadas con G corresponden al tipo-G.

Nota 3: La barra de control no se considera en el cálculo.

Nota 4: Condición de frontera de reflexión, sin fugas en la dirección axial.

Figura 1. Configuración geométrica del ensamble combustible tipo BWR

Tabla I. Densidades atómicas y especificaciones para el combustible UO₂

	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3	Tipo 4
Número de barras	38	8	8	4
Densidad del UO ₂ (g/cc)	10.1	10.1	10.1	10.1
Enriquecimiento de U-235 (w/o)	6.3	5.0	4.0	3.0
Densidad atómica (bar/cm)				
U-235	1.4322E-03	1.1367E-03	9.0936E-04	6.8203E-04
U-238	2.1032E-02	2.1324E-02	2.1549E-02	2.1774E-02
O-16	4.4928E-02	4.4921E-02	4.4916E-02	4.4912E-02

Tabla II. Densidades atómicas y especificaciones para las barras con Gd.

	Tipo G
Número de barras	6
Densidad	9.8 g/cc
Enriquecimiento de U-235	5.0 w/o
Concentración de Gd ₂ O ₃	6.0 w/o
Densidad atómica (bar/cm)	
U-235	1.0389E-03
U-238	1.9490E-02
Gd-154	4.1864E-05
Gd-155	2.8739E-04
Gd-156	3.9950E-04
Gd-157	3.0602E-04
Gd-158	4.8536E-04
Gd-160	4.3093E-04
O-16	4.3985E-02

Tabla III. Densidades atómicas para el moderador y material estructural

	Material Estructural	Moderador			
		0% de Vac en frío	0% de Vac en caliente	40% de Vac en caliente	70% de Vac en caliente
Densidad (g/cc)	6.53	0.996	0.737	0.457	0.247
Densidad atómica (bar/cm)					
Zr-nat	4.3107E-02	0	0	0	0
H ₂ O		3.3315E-02	2.4658E-02	1.5294E-02	8.2712E-03

3. RESULTADOS

A continuación se presentan algunos resultados que se obtuvieron con el código AZTRAN para el problema Benchmark analizado. Es pertinente aclarar que actualmente AZTRAN no es aún capaz de generar sus propias secciones eficaces, y menos considerando anisotropía, por lo que se contó con el código tipo Monte Carlo SERPENT, con el cual se generaron las secciones eficaces para el problema analizado, tanto para el caso isotrópico como anisotrópico.

Para tener la menor cantidad de variables se tomó una condición de vacíos del 40% en caliente a quemado cero, mientras que para la aproximación angular se consideró S4. Siendo los casos de anisotropía considerados de acuerdo a los polinomios de Legendre: Isotrópico (P0), y anisotrópico (P1, P2cP1, P2sP1, P4sP3sP1).

Tabla IV. Comportamiento de la k_{inf} para diferentes condiciones de anisotropía

P0	P1	P2cP1	P2sP1	P4sP3sP1
1.04312203	1.0400569	1.04000408	1.04313345	1.04318444

El problema benchmark de JAERI muestra una k_{inf} promedio de 1.04845 en un rango que abarca desde 1.03635 para el código TGBLA hasta un valor de 1.05449 con MCNP-BURN2. El valor obtenido con AZTRAN para las diferentes condiciones de anisotropía se encuentra dentro del rango de soluciones que se tienen del problema benchmark.

Respecto a la distribución de potencia radial, el comportamiento al tomar en consideración anisotropía con aproximación de los polinomios de Legendre “par”, arroja un resultado completamente simétrico, tal y como se espera, de acuerdo a las características de la configuración del ensamble, como se observa en las Figuras 1 y 3, mientras que al utilizar la aproximación “impar” se nota un “corrimiento”, producido por la contribución impar dentro de los polinomios de Legendre.

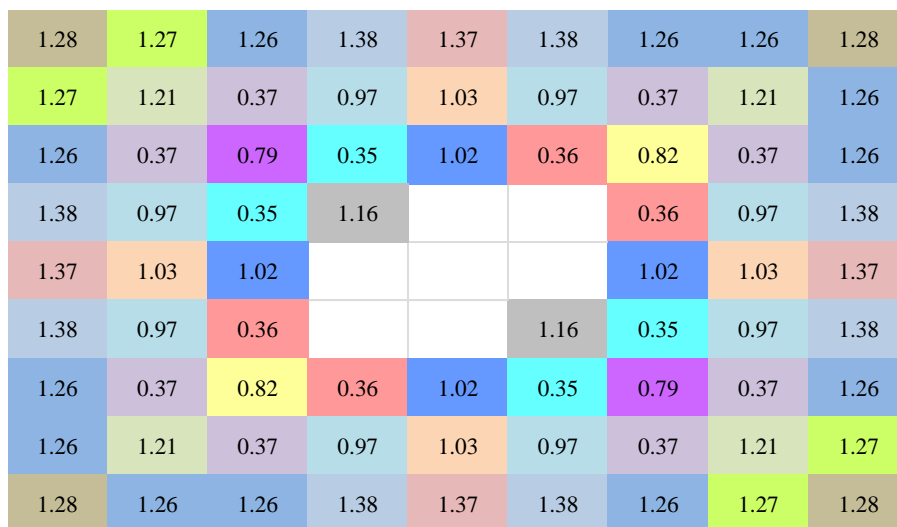


Figura 2. Potencia radial normalizada con P0

1.21	1.15	1.07	1.11	1.06	1.02	0.86	0.80	0.77
1.31	1.21	0.36	0.84	0.89	0.82	0.33	0.83	0.80
1.44	0.39	0.80	0.35	1.00	0.36	0.77	0.33	0.86
1.66	1.13	0.36	1.09			0.36	0.82	1.02
1.71	1.21	1.01				1.00	0.89	1.06
1.78	1.17	0.37			1.09	0.35	0.84	1.11
1.69	0.42	0.92	0.37	1.01	0.36	0.80	0.36	1.07
1.70	1.66	0.42	1.17	1.21	1.13	0.39	1.21	1.15
1.67	1.70	1.69	1.78	1.71	1.66	1.44	1.31	1.21

Figura 2. Potencia radial normalizada con P1

1.29	1.27	1.27	1.38	1.37	1.38	1.26	1.25	1.26
1.27	1.22	0.37	0.97	1.03	0.97	0.37	1.21	1.25
1.27	0.37	0.79	0.35	1.02	0.36	0.82	0.37	1.26
1.38	0.97	0.35	1.16			0.36	0.97	1.38
1.37	1.03	1.02				1.02	1.03	1.37
1.38	0.97	0.36			1.16	0.35	0.97	1.38
1.26	0.37	0.82	0.36	1.02	0.35	0.79	0.37	1.27
1.25	1.21	0.37	0.97	1.03	0.97	0.37	1.22	1.27
1.26	1.25	1.26	1.38	1.37	1.38	1.27	1.27	1.29

Figura 3. Potencia radial normalizada con P2sP1

4. CONCLUSIONES

Como se observó en los resultados obtenidos, la implementación de la anisotropía en el código AZTRAN tiene ya un buen avance, puesto que los resultados muestran un comportamiento sin diferencias considerables respecto a los códigos comerciales, tomando en consideración que no se había considerado un análisis que implicara implementar la anisotropía.

Si bien, aún hay detalles que resolver respecto a la manera en que se hizo la implementación, o por otro lado, la obtención de las secciones eficaces debe ser de tal manera que, se tengan desviaciones estándar pequeñas, eso dependerá del código con el cual se auxilie AZTRAN para obtenerlas.

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. Armando M. Gómez Torres, Federico Puente Espel, Edmundo del Valle Gallegos, Juan Luis François Lacouture, Cecilia Martín del Campo Márquez, AZTLAN Platform: Plataforma Mexicana para el Análisis y Diseño de Reactores Nucleares, XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Boca del Río, Veracruz, México, del 31 de Agosto al 4 de Septiembre de 2014.
2. Samuel Vargas, Guillermo Ibarra, José V. Xolocostli, Roberto Carlos. AZTRAN 1.1 AZTLAN TRANSPORT NEUTRONIC CODE, Manual de Usuario, AZTLAN PLATFORM, Ciudad de México, México, 2015.
3. Mario Chepe Pérez, J. Vicente Xolocostli Munguía, Armando M. Gómez Torres, Edmundo del Valle Gallegos. Solución de la Ecuación de Transporte con Dispersión Anisotrópica en un Ensamble tipo BWR Usando el Código AZTRAN, XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Villahermosa, Tabasco, México, del 3 al 6 de Julio de 2016.
4. AKIO YAMAMOTO, TADASHI IKEHARA, TAKUYA ITO, AND ET- SURO SAJI, "Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels" Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 39, No. 8, p. 900-912, (2002).