

Validación del Código AZTRAN con CASMO-4

José Vicente Xolocostli Munguía¹, Alejandro Campos Muñoz¹

¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac, México, 50180
vicente.xolocostli@inin.gov.mx; acamposm1204@gmail.com

Armando M. Gómez Torres¹, Arturo Delfín Loya¹ y Edmundo del Valle Gallegos^{2*}

²Instituto Politécnico Nacional
Av. IPN s/n, Col. Lindavista, México, D. F., 07738, México
armando.gomez@inin.gov.mx; evalle@esfm.ipn.mx

Resumen

El código CASMO perteneciente a la familia de códigos de Studsvik Scandpower, es un código comercial ampliamente utilizado para el análisis de ensambles combustible de reactores de agua ligera (LWR). En este trabajo se hace un análisis de los resultados entre el código CASMO y el código AZTRAN, el cual forma parte de la plataforma de cálculo AZTLAN para análisis de Reactores Nucleares, tomando las secciones eficaces del cálculo de CASMO, puesto que AZTRAN aún no posee un banco de secciones eficaces independiente, además se valida la metodología, puesto que la metodología de cálculo de CASMO se basa en el llamado Método de las Características y el código AZTRAN con el Método de Ordenadas Discretas, de esta manera utilizando el mismo banco de secciones se debe tener una mejor aproximación en los resultados. Para hacer la validación, se utilizó la suite de problemas Benchmark para la física de reactores de la nueva generación de combustibles para LWR, el cual consta de 6 partes. La primera corresponde a un pin de combustible de UO₂, la segunda a un pin de combustible MOX, la tercera y cuarta a un ensamble BWR 9x9 (UO₂ y MOX) y la quinta y sexta a un ensamble PWR 17x17 (UO₂ y MOX). En este trabajo sólo se toma en consideración el análisis para el ensamble BWR 9x9 con UO₂, por la importancia que tiene debido al tipo de reactor de potencia con que se cuenta en el país.

1. INTRODUCCIÓN

El proyecto AZTLAN Platform [1] es una iniciativa nacional liderada por el ININ, que reúne a las principales instituciones públicas de educación superior de México. Consiste en el desarrollo de una plataforma de modelación para el análisis y diseño de reactores nucleares. En este proyecto se pretende modernizar, mejorar e integrar los códigos neutrónicos, termohidráulicos y termomecánicos desarrollados en las instituciones nacionales, para tener una plataforma desarrollada y mantenida por expertos mexicanos.

* Becario COFAA - IPN.

El problema Benchmark [2] con el cual se hace la comparación en este trabajo, no toma en cuenta las actuales limitaciones de diseño de los reactores de agua ligera, como el enriquecimiento del U-235 mayor al 5%, el quemado máximo de descarga o la integridad mecánica del combustible. Sin embargo, son excelentes ejemplos para la validación del código AZTRAN.

2. DESCRIPCIÓN DE LOS CÓDIGOS UTILIZADOS

Actualmente, el Código AZTRAN está siendo optimizado para poder hacer cálculos más eficientes en dos y tres dimensiones, además de implementarse la dependencia en tiempo y la posible paralelización.

Las mejoras realizadas a los códigos dentro del proyecto de la Plataforma AZTLAN consideran un extenso conjunto de fenómenos físicos importantes en el diseño y seguridad de reactores nucleares, por lo que, el ejercicio de análisis presentado en el presente trabajo es parte de la cantidad de validaciones y verificaciones que se tiene que hacer para tener un código lo suficientemente robusto como herramienta de apoyo frente a los códigos comerciales.

2.1. El Código AZTRAN

El módulo AZTRAN [3] es un programa de cómputo determinístico que forma parte de la plataforma AZTLAN y que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en dos y tres dimensiones en estado estacionario (ya se tiene la parte con dependencia del tiempo) y geometría cartesiana; para la solución hace uso de la técnica de multigrupos, el método de ordenadas discretas o aproximación S_N y los métodos nodales. AZTRAN aún no cuenta con una biblioteca de secciones eficaces propia, y para la mayoría de las validaciones se han utilizado las secciones del código de comparativa en cuestión, como en el caso que aquí se analiza.

2.2. El Código CASMO-4

El paquete de cómputo CMS [4] consta de los siguientes códigos: INTERPIN-3, CASMO-4, CMSLINK, SIMULATE-3, SIMULATE-3K, SIMULATE-3R, CMSVIEW; en este trabajo solamente se utiliza el código CASMO-4.

CASMO-4 es un código bidimensional, que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en multigrupos, para cálculos de quemado en ensambles de reactores BWR y PWR, utilizando el llamado método de las características. El código utiliza una geometría consistente de barras de combustible cilíndricas de composición variada en un arreglo cuadrado, con opción para barras de control, barras absorbedoras quemables, barras de control del tipo clúster, canales de instrumentación, espacios de agua y barras de control cruciforme en las regiones de separación del ensamble.

3. DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA BENCHMARK

El problema Benchmark analizado es tomado del conjunto de problemas benchmark para el estudio de física de la nueva generación de combustibles para LWR [2].

La configuración geométrica del modelo utilizado corresponde a un diseño de ensamblaje combustible moderno BWR 9x9. En el cual los contenidos fisiles aseguran quemados promedio a la descarga de 70 GWd/t para 18 meses de operación. Se consideran barras de combustible con cinco tipos de enriquecimiento: cuatro de los cuales son con UO_2 y sólo un tipo con $UO_2-Gd_2O_3$, siendo el enriquecimiento promedio del ensamblaje del 5.5 w/o. La densidad de potencia utilizada es de 25 W/gU

La configuración geométrica del ensamblaje combustible, así como las características de los materiales se muestran a continuación.

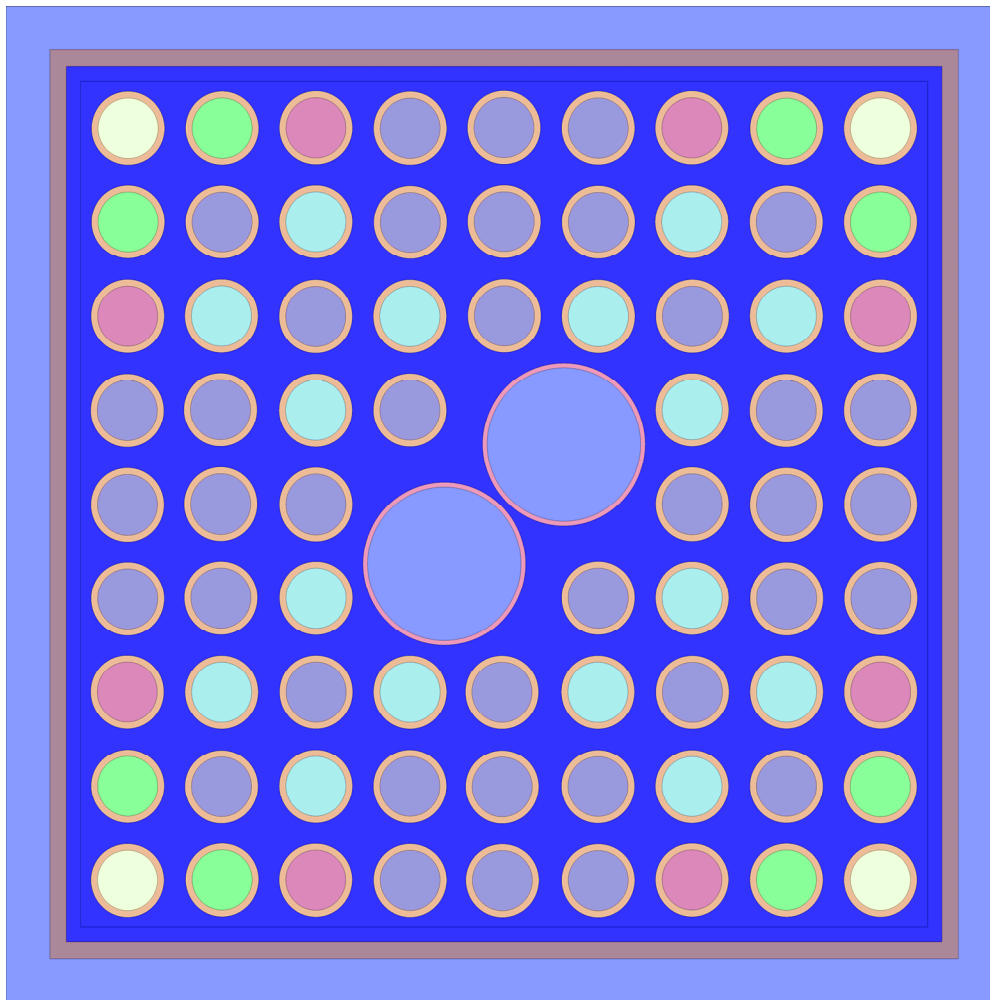


Figura 1. Configuración geométrica del ensamblaje combustible tipo BWR

Tabla I. Dimensiones del ensamble combustible Tipo BWR






Descripción	Dimensión(cm)	
 Barras de combustible con UO ₂ Tipo 1	Pitch	1.265
 Barras de combustible con UO ₂ Tipo 2		
 Barras de combustible con UO ₂ Tipo 3		
 Barras de combustible con UO ₂ Tipo 4		
 Barras de combustible con UO ₂ – Gd ₂ O ₃		
Diámetro de la barra de combustible	0.980	
Diámetro externo del encamisado	1.120	
Diámetro interno de la barra de agua	2.350	
Diámetro externo de la barra de agua	2.490	
Distancia interna del canal del ensamble	13.40	
Espesor del canal del ensamble	0.250	
Espesor del Gap de agua del canal	0.670	
Pitch del Ensamble	15.24	

Tabla II. Especificaciones del combustible y material estructural

Característica/Material	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3	Tipo 4	UO ₂ – Gd ₂ O ₃
Densidad del UO ₂ (g/cm ³)	10.1	10.1	10.1	10.1	9.8
Enriquecimiento de U-235	6.3 w/o	5.0 w/o	4.0 w/o	3.0 w/o	5.0 w/o
Densidad del Zr-nat (g/cm ³)	6.53	6.53	6.53	6.53	6.53
Concentración de Gd ₂ O ₃	0	0	0	0	6.0 w/o
Número de barras	38	8	8	4	16

Tabla III. Especificaciones del moderador

Material	Densidad (g/cm ³)			
	Porcentaje de vacíos en Frío 0%	Porcentaje de vacíos en Caliente 0%	Porcentaje de vacíos en Caliente 40%	Porcentaje de vacíos en Caliente 70%
H ₂ O	0.996	0.737	0.457	0.247

3. RESULTADOS

Los resultados para la k-infinita que se muestran en este análisis son de la siguiente manera: Primero se hace una comparativa entre los resultados de los códigos del Benchmark [5] que se tomaron como referencia basados en metodologías semejantes a los que se utilizaron en este trabajo, ellos son el código CASMO4 con una biblioteca ENDF-V con CASMO4 con ENDF-IV que es la versión utilizada en este trabajo. Cabe notar que se incluyen las tablas con los resultados

solamente para las condiciones de 40% vacío en caliente, tal cual se reporta en el Benchmark y se agregó la comparativa de 0% de vacíos en caliente. Así mismo se muestra una comparativa entre la potencia radial normalizada entre la salida de CASMO y la salida de AZTRAN para la condición de 40% de vacíos y quemado 0 GWd/t.

Los pasos de quemado que se consideran en el Benchmark son de 0, 0.1, 5, 10, 15, 20, 30, 50 y 70 GWd/t.

Tabla IV. Resultados de la k-infinita a 40% vacíos en caliente.

Burn-up (GWd/t)	CASMO4/ENDF-V Benchmark	CASMO4 ENDF-IV	AZTRAN	pcm BvsC4	pcm C4vsA
0.00	1.04471	1.04965	1.043919	-473	546
0.10	1.02531	1.03016		-473	
5.00	1.04843	1.05041		-189	
10.00	1.08191	1.07974		201	
15.00	1.12589	1.11840	1.11772	665	61
20.00	1.16935	1.15740		1022	
30.00	1.12327	1.11858		418	
50.00	0.97964	0.97817	0.97242	150	588
70.00	0.84887	0.85247		-424	

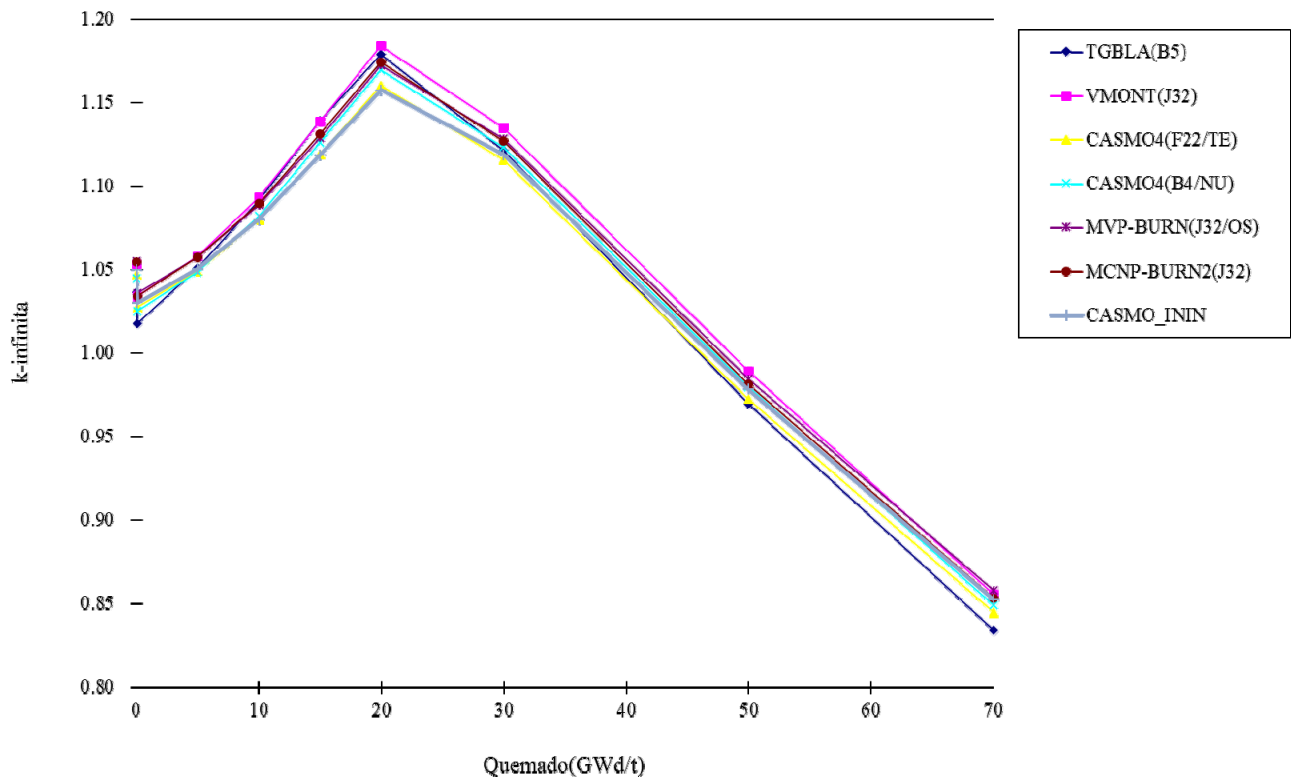


Figura 2. Comportamiento de la k-infinita contra el quemado a 40% de vacíos en caliente para el ensamble combustible con UO₂

Tabla V. Mapa de potencia radial normalizada con CASMO a 40% vacíos y quemado 0.

	i=1	2	3	4	5	6	7	8	9
j=1	1.231								
2	1.244	1.256							
3	1.257	0.413	0.800						
4	1.385	0.968	0.398	1.024					
5	1.365	1.015	0.971	0	0				
6	1.386	0.971	0.406	0	0	1.024			
7	1.258	0.414	0.829	0.406	0.971	0.398	0.800		
8	1.245	1.259	0.414	0.970	1.014	0.967	0.413	1.254	
9	1.231	1.244	1.256	1.384	1.363	1.383	1.254	1.241	1.228

Tabla VI. Mapa de potencia radial normalizada con AZTRAN a 40% vacíos y quemado 0.

	i=1	2	3	4	5	6	7	8	9
j=1	1.310								
2	1.290	1.240							
3	1.280	0.380	0.740						
4	1.430	0.940	0.360	1.000					
5	1.410	0.990	0.930	0	0				
6	1.430	0.940	0.370	0	0	1.000			
7	1.280	0.380	0.770	0.370	0.930	0.360	0.740		
8	1.290	1.240	0.380	0.940	0.990	0.930	0.380	1.240	
9	1.300	1.290	1.280	1.430	1.410	1.430	1.280	1.290	1.300

Tabla VII. Resultados de la k-infinita a 0% vacíos en caliente.

Burn-up (GWd/t)	CASMO4 ENDF-IV	AZTRAN	pcm C4vsA
0.00	1.05864	1.05699	156
0.10	1.03724		
5.00	1.06161		
10.00	1.10430		
15.00	1.16626	1.16224	345
20.00	1.21558		
30.00	1.14699	1.13960	644
50.00	0.97553		
70.00	0.80584		

Como se puede observar los resultados arrojados por el código AZTRAN son bastante alentadores, puesto que aún no tiene la capacidad para generar su propio conjunto de secciones eficaces.

4. CONCLUSIONES

Como se observó en los resultados mostrados, se tuvieron dos análisis que corresponden a un ensamble combustible Tipo BWR 9x9 con cinco tipos de combustible de UO_2 , un tipo de combustible es con Gadolinio ($UO_2-Gd_2O_3$). De acuerdo a los resultados obtenidos se puede concluir lo siguiente:

- En cuanto a modelar el ensamble BWR del Benchmark con CASMO y hacer la comparativa con los resultados globales reportados, se muestra que es acorde con los demás códigos.
- Respecto a los resultados obtenidos para la potencia radial normalizada, es necesario seguir verificando y analizando a detalle el cálculo obtenido, si bien la forma y proporción de la potencia de salida es la misma, las diferencias son notorias.
- Por otro lado, la comparativa de los resultados entre CASMO y AZTRAN nos hace ver el potencial que tiene el código como una opción más de análisis sin ser comercial. Es un hecho que hace falta validarlo y verificarlo ampliamente.

El estudio realizado en este trabajo es un avance significativo en la tarea de validación del código AZTRAN, además en trabajos previos se han analizado las metodologías de cálculo de secciones eficaces principalmente usando el código SERPENT, ya que, al ser un código abierto y libre, es la base para la generación de datos nucleares de la plataforma AZTLAN.

AGRADECIMIENTOS

Este proyecto es financiado por el fondo mixto SENER-CONACYT de Sustentabilidad Energética, proyecto estratégico No. 212602

REFERENCIAS

1. Armando M. Gómez Torres et al, "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, 2014.
2. Yamamoto, T. Ikehara, T. Ito and E. Saji, "Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 39[8], 900-912 (2002).
3. Samuel Vargas, José V. Xolocostli, Roberto Carlos. AZTRAN AZTLAN TRANSPORT NEUTRONIC CODE, Manual de Usuario, AZTLAN PLATFORM, Ciudad de México, México (2018).
4. Joel Rhodes, Malte Edenius, CASMO-4. A Fuel Assembly Burnup Program, User's Manual, Studsvik-Scandpower, Restricted Distribution.
5. K. Okumura, H. Unesaki, T. Kitada and E. Saji, "Benchmark Results of Burn-up Calculations for LWR Next Generation Fuels," *Proc. Int'l. Conf. On the New Frontiers of Nuclear technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing (PHYSOR2002)*, 9A-03 (2002).