
MCTP, Un Código para el Análisis Termo-Mecánico de una Barra Combustible de Reactores Tipo BWR (Parte Neutrónica)

Héctor Hernández López* y Javier Ortiz Villafuerte
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca km 36.5, Salazar, México, MÉXICO, 52045.
hhl@nuclear.inin.mx ; jov@nuclear.inin.mx

Resumen

En el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares se desarrolla un código para el análisis termo-mecánico de las barras combustibles de los reactores tipo BWR de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde. El código resuelve la ecuación de difusión en coordenadas cilíndricas con varios grupos de energía. El código, así mismo, calcula la distribución de temperaturas y potencia en las barras combustibles. El código se denomina **Multigrupos Con Temperaturas y Potencia**. En el código, la energía con la que se emiten los neutrones de fisión se divide en seis grupos. Se consideran también las perturbaciones producidas por los cambios en las temperaturas de los materiales que constituyen las barras combustibles, el contenido de productos de fisión, el consumo del uranio y en su caso el gadolinio, así como la producción de plutonio. En este trabajo, se presentan resultados preliminares obtenidos con el código, usando datos de operación de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

1.INTRODUCCIÓN

El diseño, desarrollo, construcción, operación y desmantelamiento de un reactor nuclear de potencia concierne principalmente a las empresas eléctricas. Así mismo, el desarrollo y fabricación de los elementos combustibles que se emplean en el reactor nuclear ha sido objeto de innumerables estudios por parte de las grandes compañías que proveen de éstos a las empresas eléctricas, las cuales deben de garantizar que trabajan de una manera confiable y segura. Para ello requieren de herramientas con las cuales se puedan realizar evaluaciones independientes y corroborar así lo expresado por el fabricante. De esta forma, es indispensable contar con un código rápido y eficiente con el cual se pueda evaluar el desempeño de las barras combustibles.

Varios códigos se han desarrollado por laboratorios de investigación y de la industria, por ejemplo: COMETHE, desarrollado por Belgonucleaire; el DOE junto con laboratorios nacionales ha desarrollado FRAPCON; el código CAAP está siendo desarrollado por KAERI; FEMAXI-RODBURN es un desarrollo de JAERI; la Agencia de Energía Nuclear (NEA, por sus siglas en inglés) está desarrollando el código

* También Universidad Autónoma del Estado de México.

TRANSURANIUM y en el caso de los fabricantes tenemos que SIEMENS hace uso de un sistema de cuatro códigos (RODEX, RAMPEX, COLAPX y STRESS4) de uso específico, por lo que su uso es restringido.

En el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) se han realizado trabajos orientados a apoyar a la CNLV en este sentido, por lo que ha desarrollado un código, TETO[1], que de una forma muy rudimentaria evalúa el comportamiento térmico y mecánico de las barras combustibles durante la operación de la planta. Así mismo, se han realizado estudios con el código FEMAXI[2], para evaluar el comportamiento de los elementos combustibles que en este momento se encuentran dentro de los reactores de la CNLV.

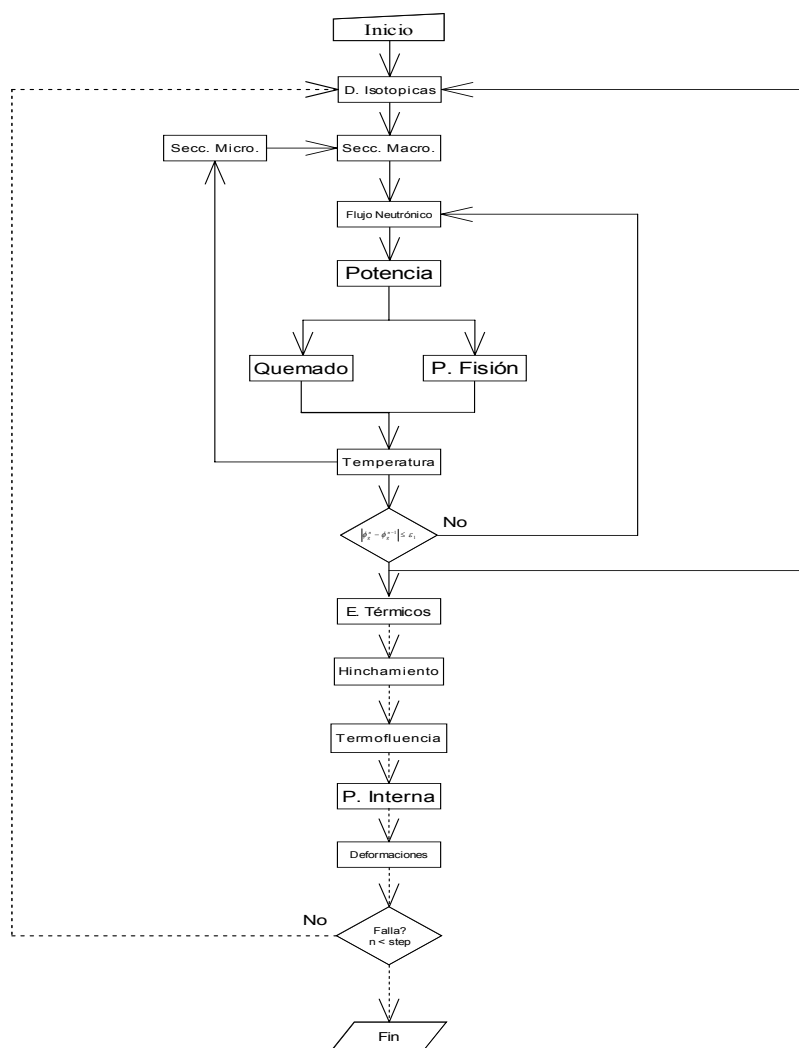


Figura 1. Diagrama de flujo del código MCTP, las líneas punteadas muestran las etapas pendientes.

Dadas las limitaciones en el uso del código FEMAXI, ha motivado que actualmente en el ININ se desarrolle el código denominado MCTP (**M**ultigrupos **C**on **T**emperatura y **P**otencia), el cual será capaz de evaluar en forma integral el desempeño neutrónico, térmico y mecánico de la barra combustible, durante las condiciones normales de operación, considerando las particularidades que presentan los reactores de la central nuclear.

Evidentemente, MCTP tendrá que ser puesto a prueba contra datos experimentales, benchmark y otros códigos similares cuyas restricciones de uso lo permitan. MCTP, al igual que muchos códigos de su tipo, realiza cálculos sobre el flujo neutrónico, la potencia que genera la barra combustible, el consumo de combustible, producción de productos de fisión, la distribución de temperaturas y de esfuerzos mecánicos. El diagrama de flujo del código MCTP se muestra en la figura 1. En este trabajo se presenta el avance que hasta el momento se tiene en el desarrollo del código.

2. DESEMPEÑO NEUTRÓNICO

Dentro de MCTP, la evaluación del desempeño neutrónico de la barra combustible se aproxima por la solución de la ecuación de difusión en coordenadas cilíndricas, haciendo uso de una biblioteca de secciones eficaces microscópicas generada para seis grupos de energía. Una vez que se ha determinado el flujo neutrónico, se evalúa la potencia generada en la barra y su quemado.

2.1. Biblioteca de Secciones Eficaces Microscópicas

En la generación de la biblioteca de secciones eficaces microscópicas de neutrones se empleó el código NJOY[3], el cual es un sistema modular para el procesamiento de las secciones eficaces en forma puntual o en grupos de energía. NJOY genera las secciones eficaces microscópicas a partir de una base de datos. En este caso se usó la base de datos Evaluated Nuclear Data File B versión VI release 4 (ENDF-B/VI rel. 4)[4].

La biblioteca se obtiene después de la reconstrucción de las secciones eficaces microscópicas a partir de los parámetros de resonancia en el módulo **reconr**; en el módulo **broadr** se tiene la caracterización del ensanchamiento Doppler a altas temperaturas y bajas energías; el cálculo de las secciones de autoblindaje en forma puntual en la región de resonancias no resueltas se realiza en el módulo **unresr**; la generación de las secciones eficaces de dispersión en forma puntual dentro del intervalo de energía térmica se realiza con el módulo **thermr**; y por último el procesamiento de las secciones promediadas por grupo de energía se realiza con el módulo **groupr**, la secuencia de cálculo se muestra en la figura 2.

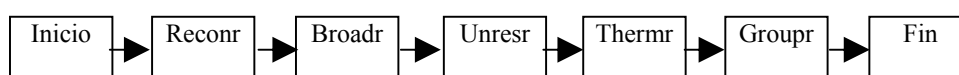


Figura 2. Secuencia empleada en NJOY para el cálculo de las secciones eficaces microscópicas.

En la tabla I, se muestran los grupos de energía que se consideran en MCTP. Los cortes de energía son los propuestos por Stamm'ler[5]. Así mismo, en la tabla II se muestran los isótopos que se incluyen en la biblioteca de secciones eficaces de MCTP. Como puede notarse, se incluyen los datos para el refrigerante, encamisado, venenos producto de fisión, venenos quemables, combustible y plutonio. Debemos mencionar que las secciones se calculan a una temperatura de 20°C por lo que será necesario hacer las correcciones por temperatura, para las diferentes condiciones que se presentan en la barra combustible.

Tabla I. Grupos de energía y unidades promedio de letargia empleados en el código MCTP.

Grupo	E_{\min} [eV]	E_{\max} [eV]	u
6	1×10^{-6}	0.625	18.16
5	0.625	4	16.05
4	4	9.877	14.66
3	9.877	9.118×10^3	12.66
2	9.118×10^3	0.821×10^6	6.899
1	0.821×10^6	1×10^7	1.435

2.2. Flujo Neutrónico

En el desarrollo de MCTP, el flujo neutrónico se divide en seis grupos de energía para tener una mejor aproximación a los efectos producidos por el flujo neutrónico en cada grupo de energía. El mayor énfasis se considera en los grupos con energías menores a 0.625 eV y mayores de 0.821 MeV. El flujo neutrónico en este último grupo es de gran importancia en el desempeño mecánico, por el efecto de fragilización que produce en la camisa de la barra combustible.

Tabla II. Lista de isótopos contenidos en la biblioteca de secciones eficaces microscópicas de MCTP

H ₂ O	¹⁴⁹ Pm	¹⁵⁷ Gd	²³⁹ Pu
¹⁶ O	¹⁴⁹ Sm	¹⁵⁸ Gd	²⁴⁰ Pu
Zr-nat	¹⁵⁴ Gd	¹⁶⁰ Gd	²⁴¹ Pu
¹³⁵ I	¹⁵⁵ Gd	²³⁵ U	²⁴² Pu
¹³⁵ Xe	¹⁵⁶ Gd	²³⁸ U	

MCTP resuelve la ecuación de difusión, ecuación 1, empleando el método de diferencias finitas centradas en coordenadas cilíndricas para seis grupos de energía. Para ello se requiere del factor axial de potencia obtenido de CM-PRESTO[6], para el ensamble donde se localiza la barra combustible.

CM-PRESTO reporta los valores promedio por ensamble por lo que no se considera la posición de la barra dentro del ensamble; para esto se requiere de tomar los factores radiales de potencia determinados por HELIOS[7], de cada una de las celdas que

configuran un ensamble combustible tomando en cuenta si existe o no presencia de barra de control, además de la fracción de vacíos a la que se encuentre la celda. Por tal motivo, en la primera aproximación al flujo neutrónico que realiza el código MCTP se considera la posición de la barra dentro del núcleo del reactor y el factor axial de potencia, por lo que, de cierta forma ya se está considerando la presencia de la barra de control en la proximidad del ensamble combustible.

A pesar de que en la ecuación (1), se ha empleado la Ley de Fick, debe notarse que las secciones eficaces corresponden a una geometría finita y a condiciones reales de operación.

$$-\nabla D_g(r, z) \nabla \phi_g(r, z) + \Sigma_{Rg} \phi_g = \frac{\chi_g}{k} \sum_{g'=1}^6 \nu_{g'}(r, z) \Sigma_{fg'}(r, z) \phi_{g'}(r, z) + \sum_{g'=1}^{g-1} \Sigma_{Sg'g}(r, z) \phi_{g'}(r, z) \quad (1)$$

Con la primera aproximación al flujo neutrónico, se requiere entonces de evaluar la potencia que se genera a través de la barra combustible. El consumo del combustible y en su caso el consumo del gadolinio, la producción de productos de fisión, así como la producción y consumo de isótopos de plutonio puede ser aproximado en forma general por la ecuación 2. Por otro lado, en la figura 3 se muestra las cadenas isotópicas de interés en el análisis de consumo de combustible.

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - \sigma_a^A N_A \phi + \lambda_B N_B + \sigma_\gamma^C N_C \phi + \sigma_f^D N_D \phi \quad (2)$$

En la figura 4 se muestran los esquemas que se siguen para estimar el contenido de productos de fisión tales como el ^{135}I , ^{135}Xe , ^{149}Pm y ^{149}Sm . Debemos resaltar la importancia del ^{135}Xe tanto en el desempeño neutrónico como mecánico, por lo cual es necesario tener una buena aproximación al volumen que pudiera llegar a ocupar dentro de la barra combustible.

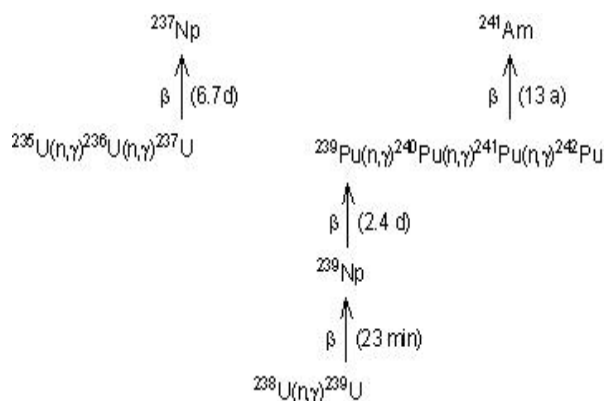


Figura 3. Esquemas de consumo y producción de material físil.

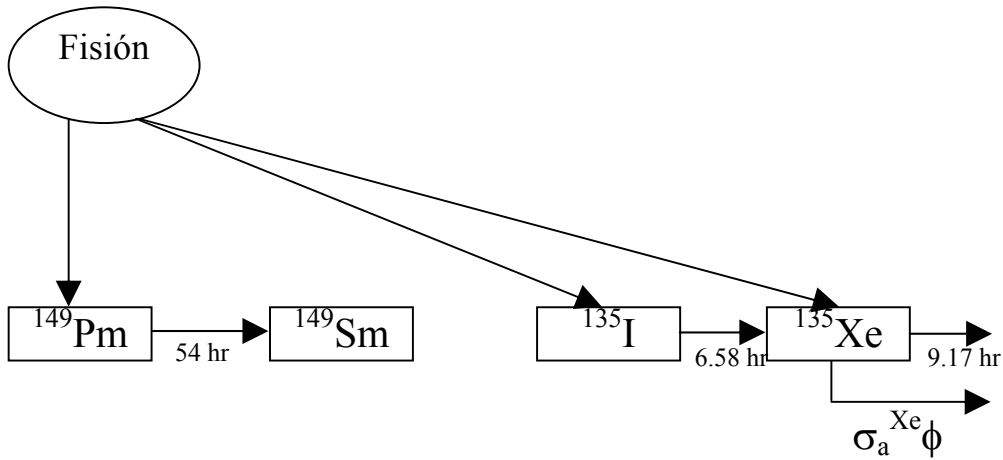


Figura 4. Esquema de producción y consumo de Xe y Sm como productos de fisión.

Por otro lado, se ha mencionado que las secciones eficaces contenidas en la biblioteca empleada por MCTP se generaron a una temperatura de 20°C. En virtud de que los materiales que constituyen la barra no se encuentran a esa temperatura durante su operación, es necesario estimar la distribución de temperaturas que se tienen en la barra y con ello realizar una retroalimentación, ya que las secciones eficaces se verán afectadas por los cambios de temperaturas en la barra.

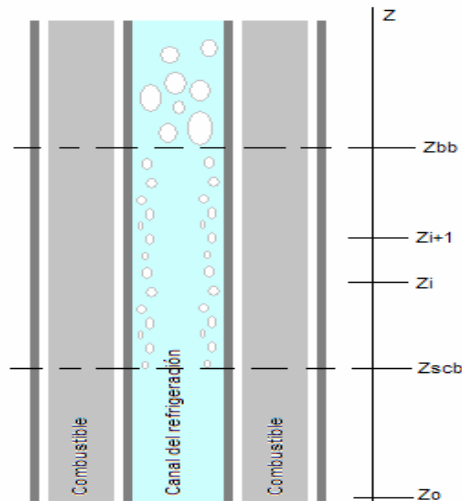


Figura 5. Nodalización del canal de refrigeración

2.3. Distribución de Temperaturas

En primera instancia, MCTP considera que en el canal de refrigeración de un reactor BWR se presenta la transferencia de calor en un flujo bajo régimen de circulación forzada, tanto su fase líquida como en su fase líquido-vapor. Para calcular el perfil de temperaturas en el canal se realiza una discretización axial en el canal de refrigeración, figura 5. De esta forma se tiene la distribución axial de temperaturas en el refrigerante y su distribución de vacíos afectando con ello su densidad.

$$\rho C_p(r, T) \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla k(r, T) \nabla T(r, t) + q'''(r, t) \quad (3)$$

En la barra combustible, el cálculo (ecuación 3) de la distribución radial de temperaturas se realiza considerando la transferencia de calor a través del material del encamisado, el gap combustible-camisa y del combustible mismo, en estado estacionario. De esta forma se determina la máxima temperatura que se pudiera presentar en la barra combustible durante su permanencia dentro del núcleo del reactor.

3. RESULTADOS

En este trabajo se analiza el comportamiento neutrónico de dos tipos de barras combustibles: la primera de ellas presenta un contenido de ^{235}U del 4.9 w/o en una región de 335.28 cm de altura y dos regiones de uranio natural de 15.24 cm y 30.48 cm de altura, en la parte inferior y superior de la barra, respectivamente. El segundo tipo de barra presenta un contenido de ^{235}U del 4.9 w/o y de 2% de Gd_2O_3 en una región de 335.28 cm de altura. También, como en el primer tipo de barra, hay dos regiones de uranio natural de 15.24 cm de longitud en la parte inferior y superior de la barra, respectivamente.

Tabla III. Datos de operación de la CNLV-U1 durante el ciclo 9.

Potencia del Reactor [MW]	Flujo Másico [Kg/seg]	Días de operación
774	5902.43	0.95
1205	6205.65	3.47
2024	7485.95	21.77
2020	7550.01	364.13
1816	7304.87	404.1

Las barras combustibles presentan un radio de pastilla de 0.4382 cm, radio exterior del encamisado de 0.5131, con un espesor de 0.066 cm, y 1.2954 cm de separación entre pastilla y pastilla. En los cálculos siguientes, las barras se localizan a una distancia de 5 cm del centro del reactor. Los cálculos se hicieron para las condiciones de operación de la Unidad 1 de la CNLV que corresponden al noveno ciclo de operación[8]. La tabla III muestra algunas de las condiciones que se analizaron.

A continuación se muestran los resultados que se tienen con el código MCTP para el análisis de las dos barras descritas anteriormente, bajo las condiciones de operación mencionadas. La figura 6, muestra el comportamiento del factor de multiplicación efectivo que tienen las barras combustibles durante el tiempo que se está analizando (aproximadamente 400 días). Nótese que en la barra con gadolinio el factor de multiplicación efectivo es mucho menor que en la barra sin gadolinio. Además, la magnitud del factor de multiplicación efectivo es muy bajo en ambos casos, pues corresponde a la contribución de una sola barra, y, al mismo tiempo, la razón de fuga de los neutrones es muy grande. Es la contribución de todas las barras en el reactor lo que lleva al reactor a su estado crítico.

En la figura 7 se observa la influencia del gadolinio en el perfil axial del flujo neutrónico en el grupo 1 (energías mayores a 0.821 MeV) en la barra combustible. Las discrepancias en el flujo neutrónico que existen no son apreciables, dado que las magnitudes presentan diferencias de sólo 0.2% en promedio, entre los casos de combustible con y sin gadolinio. Lo anterior es de esperarse, ya que la influencia del gadolinio en el combustible es sobre el flujo térmico, en nuestro caso a energías menores a 0.625 eV.

Para el flujo térmico (grupo 6) las discrepancias que se presenta en el flujo neutrónico son de al menos un orden de magnitud, tal y como se puede observar en la figura 8, mostrando claramente la importancia del gadolinio en el comportamiento neutrónico de las barras combustible.

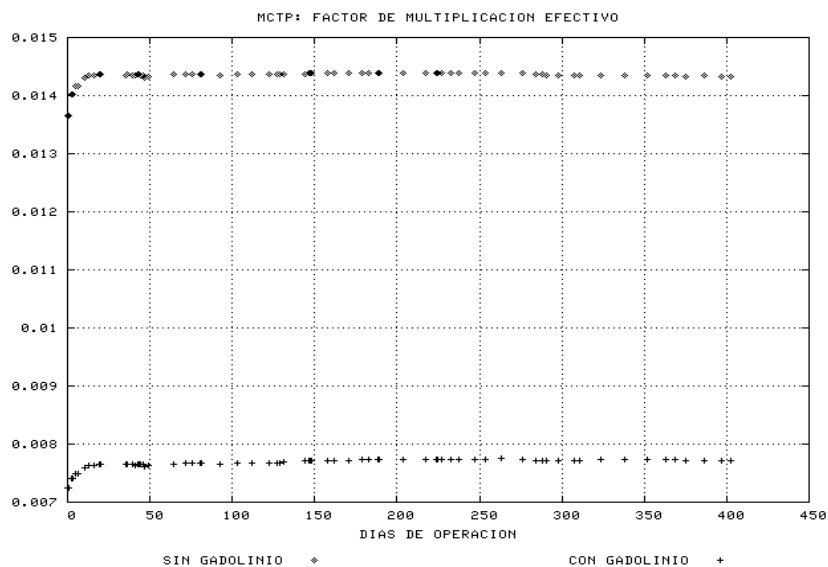


Figura 6. Factor de multiplicación efectivo calculado con MCTP.

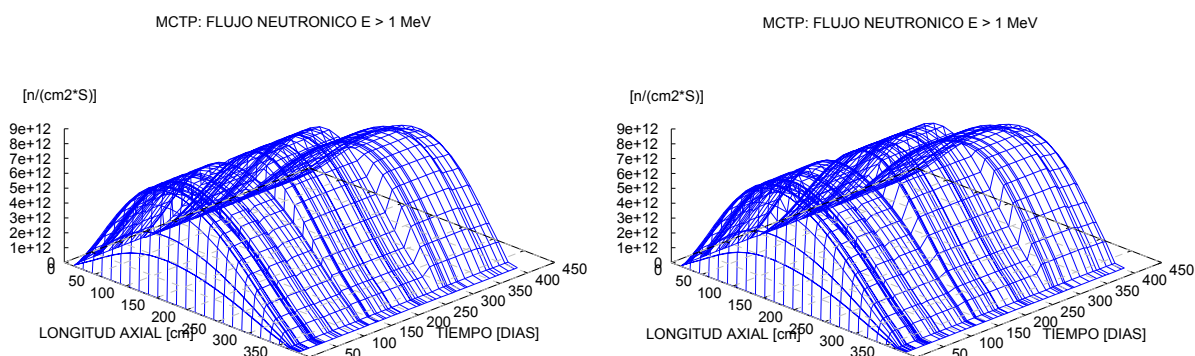


Figura 7. Influencia del gadolinio en el flujo neutrónico a energías mayores a 1MeV. Barra sin gadolinio (izq) y barra con gadolinio (der).

En la figura 9 se observa el comportamiento de la razón de generación lineal de calor, durante el tiempo que permaneció en operación el reactor de la CNLV en su ciclo 9. Como se puede apreciar, existe una caída de más del 50% en la potencia cuando la barra combustible contiene gadolinio, como es de esperarse. El perfil de la razón de generación lineal de calor es similar al del flujo neutrónico, naturalmente.

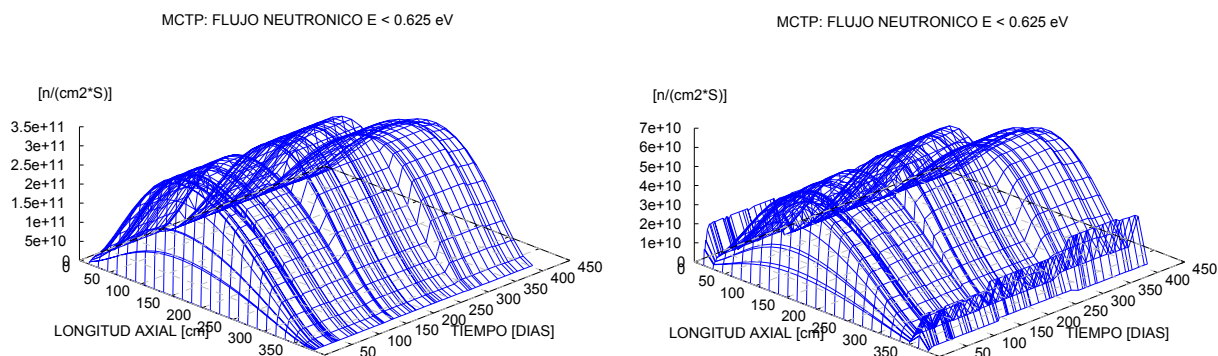


Figura 8. Influencia del gadolinio en el flujo neutrónico a energía menores a 0.625 eV. Barra sin gadolinio (izq) y barra con gadolinio (der).

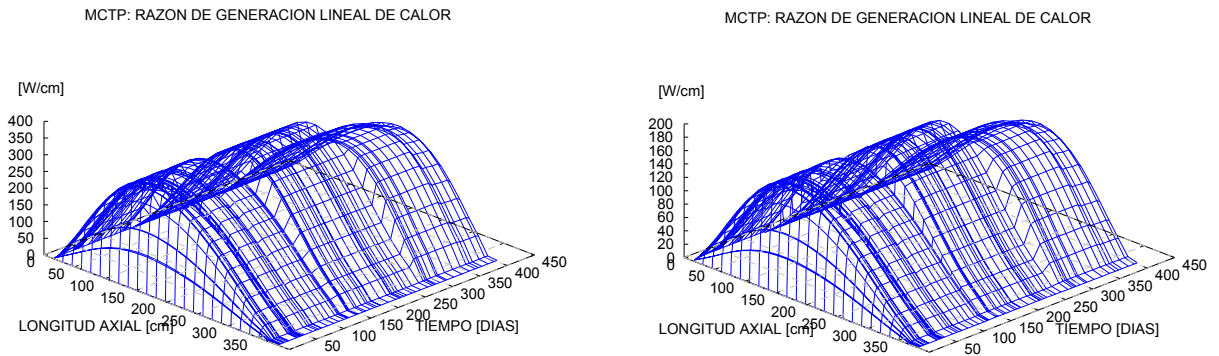


Figura 9. Distribución de la razón de generación lineal de calor para la barra combustible sin gadolinio (izq) y con gadolinio (der).

Una vez calculado el perfil axial de potencia (generación de calor), la distribución de temperaturas tanto en la dirección radial como axial de la barra fue determinada. En la figura 10 se presenta la distribución axial de temperaturas para el centro del combustible, en ambas barras. Como se puede apreciar ninguna de las dos barras alcanza la temperatura 2840 °C, temperatura de fusión del UO_2 .

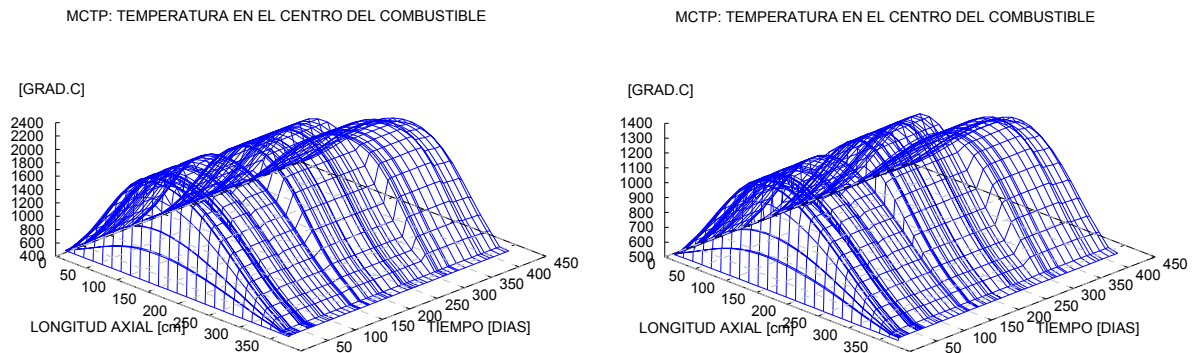


Figura 10. Distribución de temperaturas en el centro del combustible, en la barra sin gadolinio (izq) y con gadolinio (der).

Las temperaturas que se presentaron en las barras combustibles originaron que las fracciones de vacíos que se tienen en los canales de refrigeración varíen desde 0% hasta 70%. Para el caso del combustible sin gadolinio la formación de vacíos ocurre aproximadamente a una altura de 150 cm; mientras que para el combustible con gadolinio la formación de los vacíos empieza a los 200 cm de altura en la barra, como se muestra en la figura 11.

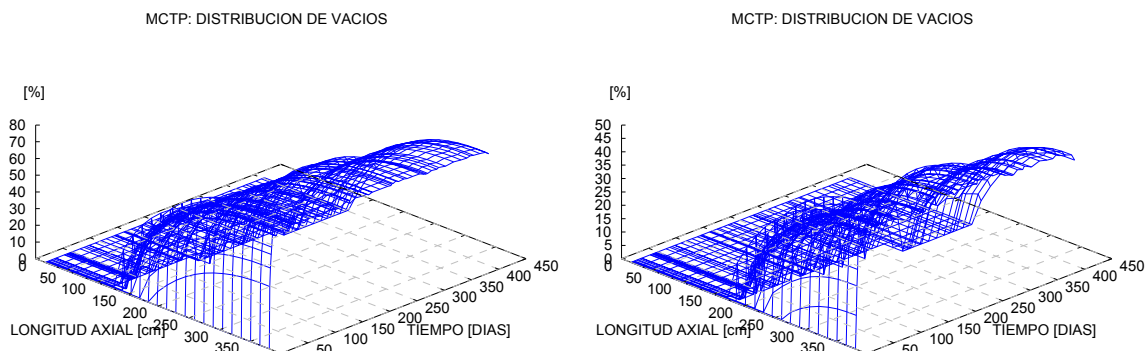


Figura 11. Distribución de vacíos en las barras combustible, sin gadolinio (izq) y con gadolinio (der).

Finalmente, en la figura 10 se muestra el comportamiento que tiene el ^{239}Pu , de acuerdo con las condiciones de operación que se van presentando a lo largo del ciclo 9 de la CNLV.

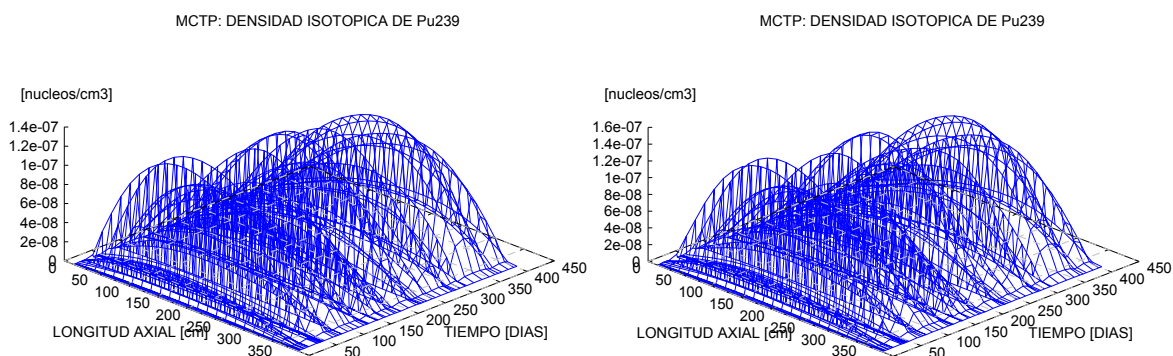


Figura 12. Densidad isotópica del ^{239}Pu para ambas barras combustibles, sin gadolinio (izq) y con gadolinio (der).

4. CONCLUSIONES

Se puede establecer que el código que se está desarrollando, actualmente en la parte neutrónica, produce resultados tanto cualitativos como cuantitativos en los rangos esperados en el comportamiento de las barras combustible con y sin presencia de venenos quemables, como es el caso del gadolinio. El código, sin embargo, permite ya observar y evaluar los efectos que se producen por los cambios de temperatura en el combustible y cómo pueden afectar la parte neutrónica. En este mismo sentido, MCTP reproduce también las perturbaciones ocasionadas por los productos de fisión tanto plutonio, que de cierta forma es un material físil, como por los venenos. Es necesario, desde luego, realizar comparaciones con datos experimentales, benchmarks y otros códigos computacionales, a fin de determinar el alcance de MCTP. Los resultados preliminares presentados en este artículo permiten continuar el desarrollo de MCTP con fundado optimismo.

Este es el primer paso para la implementación de un código que se requiere en el análisis de los elementos combustibles de la CNLV, para con ello tener una mejor estimación de que se pudiera presentar un evento de falla en el combustible. Sin embargo, esto no se podrá culminar hasta que se integre el análisis mecánico al código.

NOMENCLATURA

D_g	Coeficiente de difusión del grupo g.
ϕ_g	Flujo neutrónico del grupo g.
Σ_R^g	Sección eficaz macroscópica de remoción del grupo g.
χ_g	Espectro de fisión del grupo g.
κ	Factor de multiplicación efectivo.
ν_g	Número promedio de neutrones producidos por fisión, en el grupo g.
Σ_f^g	Sección eficaz macroscópica de fisión del grupo g.
$\Sigma_S^{g \rightarrow g'}$	Sección eficaz macroscópica de dispersión del grupo g al grupo g'.
N_A	Densidad isotópica de A.
N_B	Densidad isotópica de B.
N_C	Densidad isotópica de C.
N_D	Densidad isotópica de D.
$\lambda_{A,B}$	Constante de decaimiento de A o B.
σ_a	Sección eficaz microscópica de absorción de A.
σ_γ	Sección eficaz microscópica de captura de C.
σ_f	Sección eficaz microscópica de fisión de D.

REFERENCIAS

- 1.H. Hernandez; *Modelling of Thermal and Mechanical Behavior for BWR Fuel Rods*; Proceedings of The 5th International Conference on Nuclear Engineering. CD-ROM ICONE 5-2110. Nice, France. May 1997.
- 2.M. Suzuki and H. Saitou, *Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V*, JAERI-Data/code, 2001.
- 3.R. E. Mac Farlane, *NJOY'94.61 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photn Sections from ENDF/B Data*, Oak Ridge National Laboratory, *PSR-355*.(November 1995).
- 4.G M Hale, P G Young, "ENDF/B-IV", Los Alamos National Laboratory, 2000.
- 5.R. J. J. Stamm'ler, M. J. Abbate, *Methods of Steady-State Reactor Physics in Nuclear Design*, Academia Press, New York, USA (1983).
- 6.CM-PRESTO; User's Manual; ScandPower Inc.; July 1996.
- 7.HELIOS; User's Manual; ScandPower Inc.; July 1997.
- 8.Reporte P1 de la Computadora de Proceso, Correspondiente al Seguimiento Operativo del Ciclo 9 de la Unidad 1. Comunicación OGC-CFE.