

# Estudios neutrónicos para la incineración de actínidos en un reactor nuclear rápido enfriado por gas (GFR)

Neutronic studies for the actinides incineration in a Gas-cooled Fast Reactor (GFR)

Alfredo Soto\*, David Delepine\*

## RESUMEN

En este artículo se presentan los resultados de la simulación para una configuración específica del núcleo de un reactor nuclear rápido enfriado por gas (GFR, por sus siglas en inglés) para la incineración de actínidos de vidas medias largas, disminuyendo la radiotoxicidad de los desechos nucleares. Abordando desde el punto de vista neutrónico, se analiza el núcleo del reactor de forma homogénea, el cual está constituido por material reflector, elemento combustible y actínidos transuránicos procedentes de la descarga de un reactor de agua presurizada (PWR, por sus siglas en inglés). Haciendo uso del código de cómputo MCNPX-CINDER90 se realizaron cálculos de criticidad del núcleo del reactor y de la evolución en la concentración de isótopos para un periodo de irradiación de 300 días. Se presentan resultados para cinco isótopos específicos.

## ABSTRACT

Results of a simulation of a specific configuration of the Gas-cooled Fast Reactor (GFR) core for the actinides incineration of long lifetimes, thus reducing the radiotoxicity of nuclear waste are presented in this paper. From the neutronic point of view, a homogeneous nuclear reactor is analyzed, which is made up of reflector, fuel element and transuranic actinides from the discharge of pressurized water reactor (PWR). Using the computer code MCNPX-CINDER90, criticality calculations of reactor core and isotope concentration evolution were made for an irradiation period of 300 days. Results of five specific isotopes are presented.

## INTRODUCCIÓN

En la actualidad, la sociedad tiene la necesidad de desarrollar nuevas tecnologías para la producción de energía y, de esta forma, no depender de los combustibles fósiles y contribuir a reducir la emisión de gases de efecto invernadero. Una de las alternativas es mediante el uso de la energía nuclear, la cual se puede controlar mediante una instalación física denominada *reactor nuclear*. Desafortunadamente, al finalizar un ciclo de operación se tiene que descargar combustible gastado, cuya producción anual de desechos radiactivos es elevada a nivel mundial (Dittmar, 2012). Cada tonelada de combustible gastado contiene alrededor de 10 kg de actínidos transuránicos, de los cuales 0.8 kg son actínidos menores y 30 kg de productos de fisión, donde 4 kg son núclidos de periodo largo de semidesintegración (*World Nuclear Association [WNA], 2015*).

El destino del combustible gastado depende, en gran medida, de la política nacional relativa al ciclo del combustible. Para el 50% de la capacidad de energía nucleoelectrónica instalada a nivel mundial se lleva a cabo la reelaboración, la recuperación del plutonio, la vitrificación de los residuos y la disposición de los desechos. La otra mitad produce combustible gastado como producto de desecho, el llamado *ciclo abierto* (*International Atomic Energy Agency [IAEA], 2009*).

Recibido: 22 de junio de 2015  
Aceptado: 30 de noviembre de 2015

### Palabras clave:

Reactor nuclear rápido; isótopo; actínidos transuránicos; criticidad.

### Keywords:

Fast nuclear reactor; isotope; transuranic actinides; criticality.

### Cómo citar:

Soto, A., & Delepine, D. (2016). Estudios neutrónicos para la incineración de actínidos en un reactor nuclear rápido enfriado por gas (GFR). *Acta Universitaria*, 26(1), 39-47. doi: 10.15174/au.2016.837

\* División de Ciencias e Ingenierías, Campus León, Universidad de Guanajuato. Loma del bosque núm. 103, Col. Lomas del Campestre, León, Guanajuato, México, C.P. 37150. Tel.: (477) 7885100. Correos electrónicos: jasa@fisica.ugto.mx; delepine@fisica.ugto.mx

La tendencia que predomina actualmente es el almacenamiento a largo plazo del combustible gastado en instalaciones construidas, donde posteriormente se debe proceder a su disposición en formaciones geológicas apropiadas (WNA, 2015).

Sin embargo, un método a seguir para darle continuidad a los desechos radiactivos es la transmutación (López & François, 2014; López-Solis & François, 2015). Esta estrategia sólo puede aplicarse con una política de un ciclo de combustible que incorpore el reprocesamiento como una etapa fundamental, donde se reciclan todos los actínidos principales (uranio y plutonio), y que se permita aislar los actínidos inferiores y algunos productos de fisión de periodo largo, a fin de prepararlos para las subsiguientes etapas de transmutación. Las transmutaciones más eficientes se logran en los reactores de neutrones rápidos capaces de transformar los actínidos en productos de fisión (Reyes, Martín & François, 2013).

En el foro internacional de Reactores de Generación IV (GIF, por sus siglas en inglés) se escogieron seis reactores, dentro de los cuales se encuentra el reactor rápido enfriado por gas (GFR, por sus siglas en inglés). Este reactor debe su nombre “de rápido” al hecho de que opera en el espectro de energía de los neutrones rápidos ( $E > 0.5$  MeV), por lo que no se requiere de material moderador, ya que la mayor parte de las reacciones nucleares ocurren a altas energías. Su refrigerante es el gas helio, ya que no sufre cambios de fase que genere vacíos y alteren la reactividad del sistema. Debido a que el reactor opera en altas temperaturas, los materiales que lo componen deben tener un punto de fusión elevado, además de ser resistentes a ambientes de alta irradiación (Van Rooijen, Kloosterman, Van der Hagen & Van Dam, 2005).

En el trabajo de Martín, Reyes, François & Reinking-Cejudo (2011) se desarrolló el diseño y configuración para el núcleo del reactor, así como también el material que debe constituirlo (Reyes *et al.*, 2013). En este nuevo trabajo, haciendo uso del método de Monte Carlo y con el código MCNPX, acoplado al código CINDER-90, se verificó la viabilidad del reactor para ser un incinerador de actínidos.

## Reactor nuclear rápido enfriado por gas (GFR)

El GFR está clasificado como un reactor avanzado por el Foro Internacional de Reactores de Generación IV (Reyes *et al.*, 2013); está diseñado para operar en un ciclo cerrado de combustible, lo cual ayuda a un eficiente manejo de actínidos y a la conversión de uranio

fértil, elevando su sustentabilidad, cuyos propósitos a cumplir son: seguridad, sustentabilidad, economía, no proliferación<sup>1</sup> y protección física. Su principal funcionalidad es la producción de electricidad y el manejo de actínidos (Anzieu, Stainsby & Mikityuk, 2009). Actualmente, este reactor es materia de mucha investigación (Bouchter, Dufour, Guildez, Poette, Renault & Rimpault, 2014; Choi, Schleicher & Gupta, 2014; Perkó *et al.*, 2015) para el desarrollo de los combustibles y el tipo de materiales que podrían utilizarse, ya que deben estar sometidos a altas temperaturas, así como también al desarrollo de la tecnología del reciclado del combustible.

Las características principales del reactor GFR (Reyes, 2010) para que sea una central de generación de energía eléctrica son: un ciclo de turbinas de 600 MW<sub>th</sub> de potencia, gas helio como refrigerante, ciclo cerrado de combustible, espectro de energías altas para neutrones, no requiere moderador, rendimiento cercano al 50% y uranio más plutonio como material fisil para el combustible (Hejzlar *et al.*, 2005).

Para la parte del núcleo, se han hecho varias propuestas para el combustible a utilizar (Garnier *et al.*, 2006), considerando mezclas que contengan materiales cerámicos de uranio y plutonio unidos a carbono o nitrógeno, denominados *carburos* y *nitruros* (Carre, 2002). Para las estructuras del soporte del combustible y los encamisados existen también propuestas de compuestos cerámicos de carburos y nitruros (Weaver *et al.*, 2004).

## Cálculos de criticidad

Para los cálculos de criticidad se estima el valor del factor de multiplicación efectiva  $k_{eff}$  cuando se consideran los factores de probabilidad de fuga de neutrones y el factor de multiplicación infinita  $k_{inf}$  cuando no se consideran las fugas de neutrones. En estos cálculos, un grupo de historias de neutrones se refiere a un ciclo de  $k$ , el cual viene dado como la razón del número de neutrones generados en los eventos de fisión que se presentan en el ciclo, y el número de neutrones cuyas historias son evaluadas en este ciclo. El valor esperado del factor de multiplicación se estima promediando sobre los eventos en el ciclo (Reyes, 2010):

$$k = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_i, \quad (1)$$

donde  $k$  es el factor de multiplicación estimado para el sistema de interés y  $k_i$  es para el  $i$ -ésimo ciclo.

<sup>1</sup>No proliferación: restricción de posesión y producción de armas nucleares.

El código de cómputo que se usó para realizar los cálculos de criticidad del núcleo del reactor es el denominado MCNPX (Fensin *et al.*, 2008), el cual hace uso del método de Monte Carlo, donde se combinan conceptos estadísticos, como el muestreo aleatorio, con la generación de números aleatorios y la automatización de los cálculos. MCNPX, además, utiliza datos nucleares de energía continua; las secciones eficaces se tomaron del Archivo Evaluado de Datos Nucleares (ENDF por sus siglas en inglés) (Chadwick *et al.*, 2011).

El diseño del modelo calculado se realizó mediante un archivo de entrada, donde se colocaron los parámetros que lo definen. El archivo de entrada se construye mediante instrucciones (tarjetas) agrupadas en tres secciones:

- **Sección de las celdas:** Contiene datos correspondientes a los volúmenes que componen el modelo a simular. Las celdas se construyen mediante operadores *booleanos* que relacionan las superficies.
- **Sección de superficies:** Contiene la geometría y las dimensiones de las superficies para construir los volúmenes que componen el modelo a simular.
- **Sección de datos y tallies:** Datos de composición de los materiales que ocupan los volúmenes del modelo a simular. Además, contiene los comandos de los cálculos de criticidad o Tally.

## Cálculo de inventario de núclidos en el tiempo

La evolución temporal de las concentraciones de núclidos, los cuales experimentan cadenas de decaimiento ya sea en serie o lineales, está gobernado por un conjunto de ecuaciones diferenciales de primer orden denominadas *ecuaciones de Bateman* (Cetnar, 2006). La solución analítica para el caso de decaimientos radiactivos en una cadena lineal es usado también para una cadena no lineal después de descomponerse en un conjunto de cadenas lineales; a esto se le denomina *método de cadenas lineales y código numérico CINDER* (Gallmeier, Iverson, Lu & Ferguson, 2010).

En sistemas de transmutación nuclear los núclidos están siendo transmutados debido a la interacción con el flujo de neutrones. Las constantes de decaimiento que gobiernan las ecuaciones de Bateman para un caso de decaimiento son sustituidas por constantes de transmutación  $\lambda_{ij}$ , donde:

$$\lambda_{ij} = b_{ij}^d \cdot \lambda_j^d + \int \Phi(E) \sigma_{ij}(E) dE, \quad (2)$$

es la probabilidad de producción de  $i$ -ésimo núclido por unidad de tiempo a partir de la destrucción del  $j$ -ésimo núclido como resultado de una interacción nuclear,  $\lambda_j^d$  es la constante de decaimiento del  $j$ -ésimo núclido,  $b_{ij}^d$  es la proporción de ramificación del decaimiento del  $j$ -ésimo núclido en el  $i$ -ésimo núclido,  $\Phi$  es el flujo de neutrones de energía  $E$  y  $\sigma_{ij}$  es la sección eficaz para neutrones de energía  $E$  para la producción del  $i$ -ésimo núclido por neutrones durante la interacción con el  $j$ -ésimo núclido.

Las ecuaciones de quemado usan flujos, densidades de los núclidos y secciones eficaces para determinar el inventario de núclidos que dependen del tiempo. MCNPX hace una aproximación del comportamiento del flujo promedio mediante el uso del método de promedio de sección eficaz para la aceleración del quemado (*Cross Section Averaging for Depletion Acceleration*, [CSADA]) (Reyes, 2010).

MCNPX realiza cálculos en estado estable para determinar los valores propios de flujo, tasas de reacción, multiplicidad de fisión ( $\eta$ ) y la energía recuperada por fisión de 63 grupos de energía. Posteriormente, CINDER90 toma esos valores generados y realiza los cálculos de quemado para generar los nuevos valores de densidades del siguiente paso de tiempo. MCNPX toma ese nuevo número de densidades y genera otro grupo de flujos y tasas de reacción; el proceso se repite hasta el paso final de tiempo.

CINDER90 emplea probabilidades de tasas de reacción de energía integrada y decaimiento junto con información de rendimiento de fisión para calcular la acumulación de núclidos y su agotamiento en el tiempo. La ecuación de quemado para un isótopo específico es:

$$\frac{dN}{dt} = -N_m(t)\beta_m + Y_m + \sum N_k(t)Y_{k-m}, \quad (3)$$

en la ecuación anterior:

$\beta$  es la probabilidad de transmutación total del isótopo  $m$ .

$Y_{k-m}$  la probabilidad de transmutación del isótopo  $k$ , por decaimiento o absorción en el isótopo  $m$ .

$Y_m$  representa las tasas de producción del isótopo  $m$ .

$N_m(t)$  es la densidad atómica dependiente del tiempo del isótopo  $m$ .

La ecuación (3) es no lineal debido a que las probabilidades de transmutación dependen del flujo integrado

en el tiempo, el cual también depende de las densidades que, a su vez, dependen del tiempo. Para linearizar el proceso, las probabilidades de transmutación son consideradas como constantes a través del tiempo. El grupo de ecuaciones diferenciales acopladas en CINDER90 es reducido a un grupo de ecuaciones lineales usando el método de Markov (Fensin *et al.*, 2008). El método implica desacoplar las ecuaciones de agotamiento en un conjunto de trayectorias de transmutación lineales parciales, resolviendo para la acumulación/agotamiento parcial de cada núclido dentro de cada cadena lineal y sumando las acumulaciones finales de cada trayectoria parcial para determinar la acumulación final del núclido. El método se aprovecha de los requisitos mínimos de memoria, debido a que los cálculos se dividen en conjuntos de memorias más pequeñas manejables. El principal objetivo de la técnica es tratar de determinar, con la mayor precisión posible, la evolución de la solución temporal para el inventario de núclidos. Las cadenas lineales son creadas para la trayectoria de transmutación de cada isótopo, generando las siguientes ecuaciones:

$$\frac{dN_i}{dt} = Y_i + N_{i-1}(t)\gamma_{i-1} - N_i(t)\beta_{i-1}, \quad (4)$$

donde las cantidades son ahora indexadas por el orden, en el cual aparecen dentro de una secuencia dada, y  $\gamma_{i-1}$  es la probabilidad de transmutación de que se forme el núclido del elemento  $N_i$ . Las soluciones de cada cadena lineal determinan una densidad parcial del núclido  $N_i$  y se calcula por la siguiente ecuación:

$$N_n(t) = \prod_{k=1}^{n-1} \gamma_k \left\{ Y_m \left[ \frac{1}{\prod_{i=1}^n \beta_i} \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, i \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right] + N_0^1 \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, i \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right\}, \quad (5)$$

cada densidad parcial del núclido calculado  $N_p$ , calculada de la cadena lineal, se suma entonces para obtener el inventario total del núclido  $N_m$ .

### Características del núcleo del reactor

Los cálculos se realizaron para analizar el factor de multiplicación efectiva y el cambio en las densidades atómicas de los actínidos a ser incinerados. El modelo del núcleo del reactor fue tomado del trabajo de Reyes (2010) y cumple con las siguientes características:

- Arreglo de varillas de combustible.
- Geometría hexagonal del núcleo.

- Combustible de carburo de uranio más plutonio.
- Gas helio como refrigerante.
- Carburo de silicio para el encamisado.
- Carburo de zirconio como reflector.
- 100 cm de altura activa.
- 60 cm de espesor de reflector axial.
- 44 cm de espesor de reflector radial.
- 78 ensamblajes hexagonales de combustible.
- 7 barras de control.
- 84 ensamblajes de reflector radial.
- Volumen de combustible activo de 3.04 m<sup>3</sup>.
- Diámetro equivalente de 2.07 m.
- Relación altura activa-diámetro equivalente de 0.48.
- Densidad de potencia de 100 MW<sub>th</sub>/cm<sup>3</sup>.
- Potencia específica de 41.9 W/g de metal pesado.
- Potencia de un ensamblaje 3.9 MW<sub>th</sub>.
- Potencia del núcleo 304.2 MW<sub>th</sub>.
- Densidad del combustible de 6 g/cm<sup>3</sup>.

En la figura 1 se muestra una vista de configuración radial del núcleo de forma heterogénea, donde se puede apreciar el material reflector, el combustible y las barras de control.

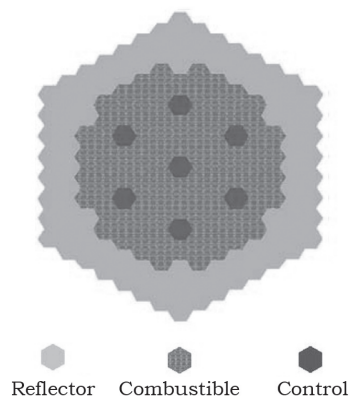


Figura 1. Configuración para la disposición radial del núcleo del reactor. Fuente: Martín *et al.* (2011).

En la figura 2 se puede apreciar una vista lateral de la configuración axial del núcleo del reactor para el combustible activo y el reflector axial.

Para simplificar los cálculos y así reducir el tiempo de cómputo, se empleó un modelo para el núcleo de tipo homogéneo. La homogeneización se realizó para la zona activa del núcleo y para la zona del reflector (Reyes, 2010). La varilla del combustible, el huelgo, el encamisado, el refrigerante y los metales pesados fueron mezclados en una composición homogénea. Se tomó un periodo de irradiación de 300 días dividido en ocho pasos de quemado. Los cálculos se realizaron con el código MCNPX-C90. Las densidades atómicas para el material combustible del reactor (U, Pu, metales pesados) utilizadas en este modelo provienen del procesamiento del combustible gastado en un reactor de agua presurizada (PWR, por sus siglas en inglés) con un quemado de descarga de 48 GWd/MTU, con cinco años de enfriamiento y mezclado con uranio empobrecido; es decir, la descarga de combustible gastado de un reactor PWR se le extrajeron los materiales transuránicos después de permanecer cinco años en una piscina de enfriamiento, para de este modo reutilizar los materiales combustibles como el plutonio y transmutar los actínidos de vidas medias grandes.

En la tabla 1 se muestran los valores correspondientes a la zona activa del modelo de núcleo homogéneo, donde el 86% corresponde al uranio y el 14% a plutonio y metales pesados; asimismo, contiene los actínidos que desean ser incinerados.

Además de las características físicas que aportan datos necesarios para que el código de cómputo realice los cálculos de quemado, es necesario proporcionar datos de control de criticidad, así como también para los cálculos de transporte. A continuación se muestran los parámetros de criticidad utilizados:

- 4000 neutrones por ciclo.
- 500 ciclos.
- $k_{eff} = 1$  estimada.
- Salto inicial de 30 ciclos inactivos para la distribución de los neutrones en el material.
- Fuente de neutrones colocada en el centro geométrico del combustible.
- Temperatura de operación 1200 K.

Se dio seguimiento a los isótopos  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$  y  $^{243}\text{Am}$ , los cuales tienen vidas medias largas y alta radiotoxicidad; asimismo, alcanzarán los niveles de estabilidad natural dentro de unos cientos miles de años.

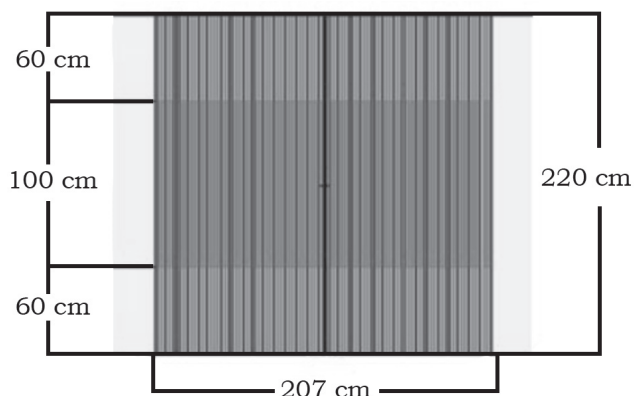


Figura 2. Vista lateral del núcleo del reactor.

Fuente: Martín *et al.* (2011).

Tabla 1.

Composición del modelo homogéneo del combustible y reflector.

Combustible	Densidad atómica (átomos/b-cm)	Reflector	Densidad atómica (átomos/b-cm)
He-3	$1.312 \times 10^{-9}$	He-3	$1.312 \times 10^{-9}$
He-4	0.000760397312	He-4	$7.6039731 \times 10^{-4}$
U-235	$5.42 \times 10^{-5}$	C	$1.36274 \times 10^{-2}$
U-238	$2.14 \times 10^{-2}$	Zr-90	$7.91411 \times 10^{-3}$
Np-237	$1.70 \times 10^{-4}$	Zr-91	$1.72588 \times 10^{-3}$
Pu-238	$8.33 \times 10^{-5}$	Zr-92	$2.63804 \times 10^{-3}$
Pu-239	$1.51 \times 10^{-3}$	Zr-94	$2.67342 \times 10^{-3}$
Pu-240	$7.86 \times 10^{-4}$	Zr-96	$4.307 \times 10^{-4}$
Pu-241	$3.10 \times 10^{-4}$	Si	$5.55225 \times 10^{-3}$
Pu-242	$2.38 \times 10^{-4}$		
Am-241	$1.43 \times 10^{-4}$		
Am-243	$5.93 \times 10^{-5}$		
Cm-244	$1.96 \times 10^{-5}$		
C	0.031306780337		
Si-18	0.005156837		
Si-19	0.000245052		
Si-30	0.000151054		
<b>Mezcla</b>	<b>0.06239352</b>	<b>Mezcla</b>	<b><math>3.53223 \times 10^{-2}</math></b>

Fuente: Elaboración propia.

## RESULTADOS

En la tabla 2 se muestran los resultados para el cálculo de criticidad  $k_{eff}$  para un periodo de irradiación de 300 días dividido en ocho pasos de quemado. La figura 3 presenta el gráfico del factor de multiplicación efectiva. Se puede observar que durante el primer paso de tiempo



se da un incremento notable en el factor de multiplicación efectiva, por lo que se espera como respuesta un aumento en la potencia del reactor; después esto se observa un descenso suave y un comportamiento lineal a lo largo de los siguientes pasos de quemado. Los resultados de la simulación muestran que el reactor mantiene la supercriticalidad. MCNPX enumera el quemado en unidades de GWd/MTU, el término MTU es la suma de las masas de los isótopos que contienen más de 90 protones, además el torio y el plutonio contribuyen a los cálculos de MTU.

De la figura 4 a la 8 se muestra la evolución de las densidades atómicas para los isótopos que se le dio seguimiento a lo largo de los ocho pasos de quemado. Las densidades mostradas se encuentran específicas en átomos por unidad de volumen, haciendo uso de

la unidad barn (b)<sup>2</sup> para medir secciones eficaces en reacciones nucleares, expresando así átomos/cm<sup>3</sup> = átomos/b · cm.

Se observa que la evolución para el isótopo <sup>241</sup>Pu es de disminución, ya que se produce un agotamiento en conjunto con el uranio, lo cual es parte primordial del objetivo. Por otro lado, se puede observar una baja producción de <sup>240</sup>Pu, el cual si bien tiene una vida media larga (75 400 años), es un isótopo fisil y fisiona con neutrones rápidos, lo que ayudaría a extender el ciclo de operación del reactor y no limitarse a los 300 días. Asimismo, para el <sup>237</sup>Np constituyente de la carga inicial del combustible, con una vida media de  $2.14 \times 10^6$  años, está siendo incinerado, en tanto presenta una disminución de 4.5 kg respecto a su cantidad inicial.

Tabla 2.  
 $k_{eff}$  como función del tiempo de irradiación.

Paso	Duración (días)	Tiempo (días)	Potencia (MW)	$k_{eff}$	D.E.*	Quemado GWd/MTU
0	0	0	$3.041 \times 10^2$	1.12553	$3.3 \times 10^{-4}$	0
1	20	20	$3.041 \times 10^2$	1.12635	$3.4 \times 10^{-4}$	$2.041 \times 10^{-1}$
2	20	40	$3.041 \times 10^2$	1.12580	$3.1 \times 10^{-4}$	$4.082 \times 10^{-1}$
3	20	60	$3.041 \times 10^2$	1.12582	$3.3 \times 10^{-4}$	$6.122 \times 10^{-1}$
4	40	100	$3.041 \times 10^2$	1.12603	$3.5 \times 10^{-4}$	1.02
5	50	150	$3.041 \times 10^2$	1.12627	$3.3 \times 10^{-4}$	1.531
6	50	200	$3.041 \times 10^2$	1.12547	$3.5 \times 10^{-4}$	2.041
7	50	250	$3.041 \times 10^2$	1.12544	$3.3 \times 10^{-4}$	2.551
8	50	300	$3.041 \times 10^2$	1.12596	$3.5 \times 10^{-4}$	3.061

\* Desviación estándar.  
Fuente: Elaboración propia.

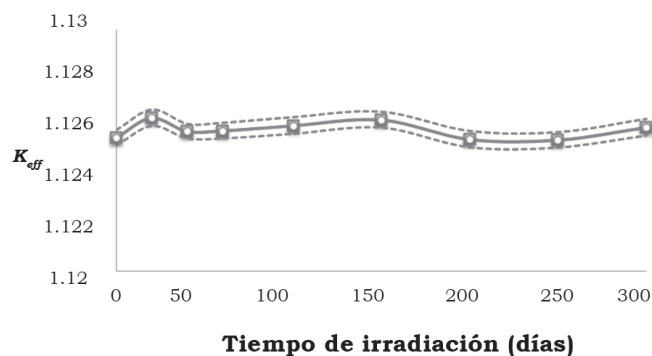


Figura 3. Evolución de  $k_{eff}$  en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

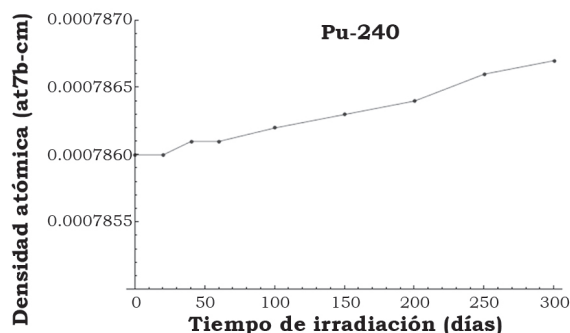


Figura 4. Evolución de la densidad atómica del <sup>240</sup>Pu en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

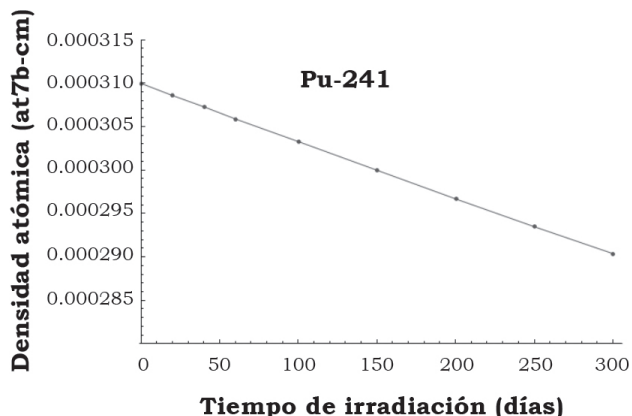


Figura 5. Evolución de la densidad atómica del <sup>241</sup>Pu en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

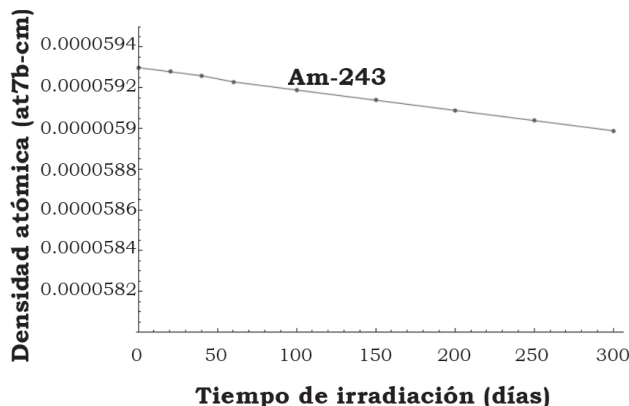


Figura 8. Evolución de la densidad atómica del <sup>243</sup>Am en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

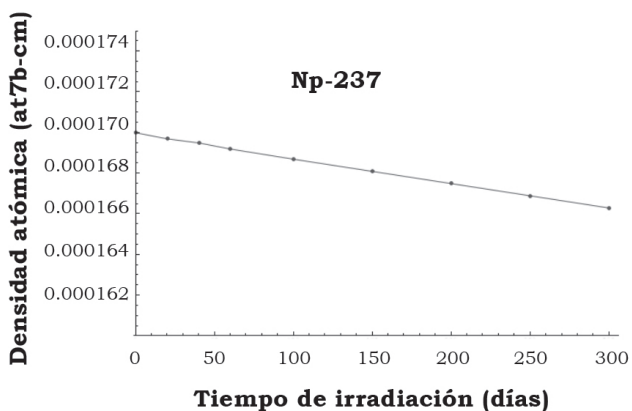


Figura 6. Evolución de la densidad atómica del <sup>237</sup>Np en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

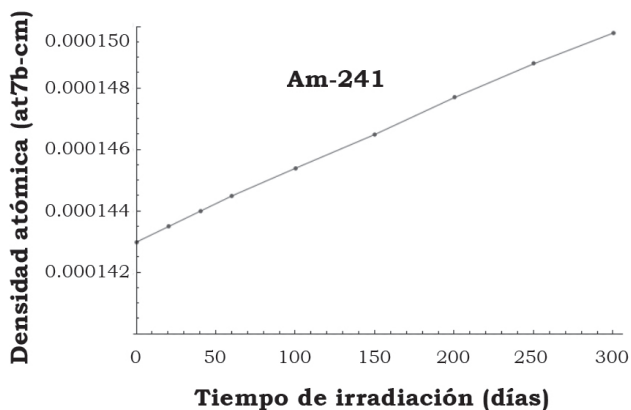


Figura 7. Evolución de la densidad atómica del <sup>241</sup>Am en función del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

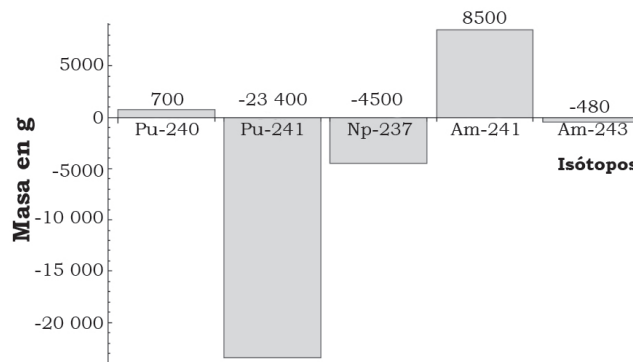


Figura 9. Inventario de masas para el total del tiempo de irradiación.  
Fuente: Elaboración propia.

El <sup>243</sup>Am con una vida media de 7 370 años está siendo incinerado por el reactor, mientras que para el <sup>241</sup>Am se incrementa su concentración; cabe mencionar que la vida media de este último es de algunos cientos de años solamente, y tiene una alta sección eficaz de absorción para neutrones térmicos.

En la figura 9 se muestra en inventario de masas producidas y consumidas de los actínidos seguidos para el periodo total de irradiación. Obsérvese que el <sup>241</sup>Pu es el isótopo que más se consume (23.5 kg), seguido del <sup>237</sup>Np (4.5 Kg) y finalizando con una disminución de 0.480 Kg para el <sup>243</sup>Am.

### CONCLUSIONES

En el presente trabajo se analizó un modelo homogéneo para la parte activa del núcleo constituido por material combustible, reflector y actínidos menores para

un GFR, desde el punto de vista neutrónico, teniendo como objetivo la incineración de actínidos. Para esto se empleó el código de cómputo MCNPX acoplado al código CINDER90. Se utilizaron ocho pasos de quemado para un periodo de irradiación de 300 días, obteniendo que durante ese tiempo se mantuvo la criticidad del reactor deseable (supercrítica), lo cual es ideal para mantener operando al reactor a potencia nominal.

Se obtuvieron resultados deseables: el poder disminuir las concentraciones de los isótopos de vidas medias muy largas, lo cual ayuda a bajar la radiotoxicidad de los desechos nucleares. De este modo se puede asegurar que el reactor GFR es una buena opción tanto para la generación de energía eléctrica como para la incineración de actínidos transuránicos Pu-240, Pu-241, Np-237, Am-241 y Am-243, los cuales presentan un riesgo al tener un periodo de semidesintegración largo que va desde cientos a millones de años, haciendo del reprocesamiento una buena opción.

Como trabajo a futuro se considera realizar cálculos de criticidad mejorando la recarga del reactor, incluyendo nuevamente material procedente de reprocesamiento, pero tratando de tener una proporción U/Pu de 80/20 y así garantizar un quemado más óptimo, lo cual no se logró aquí debido a la descarga del PWR que se consideró. De igual forma se analizarán tiempos de irradiación de 900 días, extendiendo así el ciclo de operación, y también se modificará la potencia del reactor en dos y tres veces la utilizada en este trabajo, incrementando el grado de quemado. Asimismo, se pretenden realizar cálculos de criticidad para modelos heterogéneos de ensamble combustible y núcleo completo del reactor, extendiendo el modelo a uno más realista, analizando también los márgenes de encendido y apagado del reactor.

## AGRADECIMIENTOS

Se agradece a la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México por facilitar el equipo de cómputo para desarrollar el trabajo, así como también al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (Conacyt) por brindar la beca de maestría.

## REFERENCIAS

Anzieu, P., Stainsby, R., & Mikityuk, K. (September, 2009). *Gas-cooled fast reactor (GFR): overview and perspectives*. GIF Symposium, Paris, France.

Bouchter, J. C., Dufour, P., Guildez, J., Poette, C., Renault, C., & Rimpault, G. (2014). Gas cooled fast reactors. *International Atomic Energy Agency, International Nuclear Information System*, 46(2), 68-76.

Cetnar, J. (2006). General solution of Bateman equations for nuclear transmutation. *Annals of Nuclear Energy*, 33, 640-645.

Carre, F. (June, 2002). *Gas Cooled Fast Reactor (GFR)*, Generation IV R & D Scope Meeting Boston, Massachusetts, USA.

Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Smith, D. L., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, D. A., Capote, R., Carlson, A. D., Cho, Y. S., Derrien, H., Guber, K., Hale, G. M., Hoblit, S., Holloway, S., Johnson, T. D., Kawano, T., Kiedrowski, B. C., Kim, H., Kunieda, S., Larson, N. M., Leal, L., Lestone, J. P., Little, R. C., McCutchan, E. A., MacFarlane, R. E., MacInnes, M., Mattoon, C. M., McKnight, R. D., Mughabghab, S. F., Nobre, G. P. A., Palmiotti, G., Palumbo, A., Pigni, M. T., Pronyaev, V. G., Sayer, R. O., Sonzogni, A. A., Summers, N. C., Talou, P., Thompson, I. J., Trkov, A., Vogt, R. L., van der Marck, S. C., Wallner, A., White, M. C., Wiarda, D., & Younga, P. G. (2011). *ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data*. *Nuclear Data Sheets, Elsevier*, 112(12), 2887-2996.

Choi, H., Schleicher, R. W., & Gupta, P. (2013). A compact Gas-Cooled Fast Reactor with an Ultra-Long Fuel Cycle. *Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations*, 23. ID 618707.

Dittmar, M. (2012). Nuclear Energy: Status and Future Limitations. *Energy, Elsevier*, 37(1), 35-40.

Fensin, M. L., Hendricks, J. S., & McKinney, G. W. (June, 2008.) Monte Carlo Burnup Interactive Tutorial. Los Alamos National Laboratory, American Nuclear Society, Summer Meeting, Anaheim, CA, 17-61.

Gallmeier, F. X., Iverson, E. B., Lu, W., & Ferguson, P. D. (March, 2010). *The CINDER90 transmutation code package for use in accelerator applications in combination with MCNPX*. 19<sup>th</sup> Meeting on Collaboration of Advanced Neutron Sources, Grindelwald, Switzerland.

Garnier, J. C., Bassi, C., Blanc, M., Bosq, J. C., Dumaz, P., Malo, J. Y., Mathieu, B., Messie, A., Chauvin, N., Ravenet, A., & Nicolas, L. (2006). Contributions to GFR design option selection. In *Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'06)*, Reno, USA, 560-568.

Hejzlar, P., Dostal, V., Driscoll, M. J., Dumaz, P., Poullennec, G., & Alpy, N. (2005). Assessment of Gas Cooled Fast Reactor with Indirect Supercritical CO<sub>2</sub> Cycle. *Nuclear Engineering and Technology Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, 38(2), 110, 112.

International Atomic Energy Agency (IAEA) (2009). *Nuclear Fuel Cycle Information System: A directory of nuclear fuel cycle facilities*. Vienna: International Atomic Energy Agency.

López, R., & François, J. (August, 2014). *Comparison of KANEXT and SERPENT for Fuel Depletion Calculations of a Sodium Fast Reactor*. The 19<sup>th</sup> Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC, 2014), Vancouver, British Columbia, Canada.

López-Solis, R. C., & François, J. L. (2015). Long-Life Breed/Burn Reactor Design Through Reshuffle Scheme. *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, In Press.

Martín del Campo, C., Reyes, R., François, J. L., & Reinking-Cejudo, A. G. (2011). Contributions to the neutronic analysis of a gas-cooled fast reactor. *Annals of Nuclear Energy*, 38(6), 1406-1411.



- Perkó, Z., Pellonib, S., Mikityukb, K., Křepelb, J., Szieberthc, M., Gaëtand, G., Vrbane, B., Lüleyc, J., Čerbae, Š., Halászcz, M., Fehérc, S., Reissc, T., Kloostermana, J. L., Stainsbyf, R., & Poetteg, C. (2015). Core neutronics characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor. *Progress in Nuclear Energy, Elsevier*, 83, 460-481.
- Reyes Ramírez, R. (2010). *Desarrollo de modelos para el diseño del combustible de un reactor nuclear rápido enfriado por gas* (Tesis de doctorado). Universidad Nacional Autónoma de México: México.
- Reyes Ramírez, R., Martín del Campo, C., & François, J. L. (2013). Validation of simplified methods for fuel depletion calculations in gas-cooled fast reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 60, 218-225.
- Van Rooijen, W. F., Kloosterman, J. L., Van der Hagen, T. H. J. J., & Van Dam, H. (2005). Fuel Design and core layout for a gas-cooled fast reactor. *Nuclear Technology*, 151, 221-238.
- World Nuclear Association (WNA) (2015). *Radioactive Waste Management*. Recuperado en agosto de <http://www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/radioactive-waste-management/>
- Weaver, K. D., Feldman, E. E., Gran, J., Gale, W. F., Driscoll, M. J., & Czerwinski, K. (2004). *Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) FY04 Annual Report*. GENIV Nuclear Energy Systems.