

Análisis de la Inclusión de Torio en el Combustible de un Reactor Rápido Enfriado por Plomo

Luis Carlos Juárez Martínez y Juan Luis François Lacouture
Universidad Nacional Autónoma de México, Facultad de Ingeniería
Departamento de Sistemas Energéticos
Paseo Cuauhnáhuac 8532, Col. Progreso, 62550 Jiutepec, Morelos.
lcjm@ier.unam.mx ; jflf@fi-b.unam.mx

Resumen

En el presente trabajo se llevó a cabo, primeramente, la verificación de un modelo del reactor europeo enfriado con plomo (ELFR). Los cálculos se realizaron con el código de Monte Carlo Serpent 2.27 y la librería de secciones eficaces JEFF-3.1. Para dicha verificación se compararon tres parámetros neutrónicos: la evolución del factor de multiplicación de neutrones, la constante Doppler y el efecto de la fracción de vacío del refrigerante, obteniéndose una buena aproximación con los valores de referencia. Posteriormente, se analizó la inclusión de torio como material fértil dentro del combustible y se compararon los mismos parámetros neutrónicos con el combustible original. La evolución de la criticidad para el caso del combustible con torio difiere significativamente con respecto a la del combustible original (sin torio), esto se debe principalmente a la cría del isótopo fértil ^{233}U . Por lo tanto, es posible tener un ciclo de combustible más largo, favoreciendo el factor de disponibilidad de la planta, sin comprometer el comportamiento del reactor ya que tanto la constante Doppler como el efecto de la fracción de vacío del refrigerante muestran una tendencia similar a los del combustible original, siendo negativos en ambos casos.

1. INTRODUCCIÓN

Actualmente existen programas de investigación y desarrollo de los denominados reactores de generación IV. En el año 2002 dentro del Foro Internacional de Generación IV, por sus siglas en inglés (GIF), fueron seleccionados seis tipos de reactores: el Reactor de Muy Alta Temperatura (VHTR), el Reactor Rápido refrigerado por Gas (GFR), el Reactor Rápido refrigerado por Sodio (SFR), el Reactor Rápido refrigerado por Plomo (LFR), el Reactor enfriado por Agua Supercrítica (SWR), y el Reactor de Sales Fundidas (MSR). Los reactores antes mencionados son los sistemas más prometedores para entrar en operación a partir del 2030, y los objetivos principales de estos nuevos diseños es lograr que sean más económicos, seguros, sustentables y resistentes a la proliferación, en comparación con las generaciones anteriores [1, 2].

La mayoría de los reactores antes mencionados basan su combustible en el uranio y/o en mezclas de uranio-plutonio. Por lo tanto, el torio, al ser de tres a cuatro veces más abundante que el uranio sobre la corteza terrestre, se vuelve una alternativa importante para ser empleado como combustible nuclear en busca de la sustentabilidad y mejor aprovechamiento de los recursos [3].

Debido a que en la naturaleza no se encuentran isótopos de torio que sean físisles, es necesario que el ^{232}Th sea convertido a ^{233}U para poder mantener la reacción de fisión en cadena. Una buena opción para llevar a cabo este proceso son los reactores rápidos, ya que debido al alto flujo neutrónico característico de éstos, se favorece la transmutación [3].

Para este trabajo se ha seleccionado el concepto del reactor europeo enfriado con plomo (ELFR), que basa su combustible en una mezcla de U/Pu/AMs en equilibrio, por lo que se busca analizar el comportamiento del reactor con la inclusión de torio en el combustible.

2. CARACTERÍSTICAS DEL TORIO

Como combustible nuclear, el óxido de torio (ThO_2) es relativamente inerte y no se oxida posteriormente como el óxido de uranio (UO_2). Posee un punto de fusión más elevado ($3370\text{ }^\circ\text{C}$), en comparación con el UO_2 ($2760\text{ }^\circ\text{C}$) lo cual brinda mayor seguridad. Además posee buena conductividad térmica, menor expansión por calentamiento, y aunque produce una mayor cantidad de gases de fisión es capaz de retenerlos y liberarlos en menor cantidad que el UO_2 [4].

Otro incentivo para el uso de torio en vez de uranio consiste en disminuir la radiotoxicidad del combustible gastado. Esta radiotoxicidad es dominada por los elementos transuránicos como el plutonio, americio, y curio. El uso de ^{232}Th en vez de ^{238}U como principal material fértil, reduce la cantidad de isótopos transuránicos en el combustible gastado en dos órdenes de magnitud, favoreciendo así la no proliferación y la reducción de residuos de larga duración. Otra opción es la de utilizar ThO_2 para consumir plutonio de grado militar, así como plutonio procedente de combustible gastado de los reactores de agua ligera [5, 6].

Por otra parte, la principal desventaja se encuentra con el reprocesamiento del combustible gastado, ya que éste contiene una mezcla de ^{232}U ($T_{1/2} = 69.9$ años), cuya cadena de decaimiento radiactivo incluye emisores gamma de alta energía (2.6 MeV) del ^{208}Tl . Esto hace que el tratamiento del combustible gastado sea más difícil, ya que requiere de manipulación remota durante el reprocesamiento, así como para la fabricación de combustible nuevo, aunque también es una barrera para la no proliferación [4].

Las características descritas con anterioridad hacen que el ciclo de combustible de torio sea atractivo. Mientras que la experiencia en la fabricación e irradiación del combustible de torio aún no se puede considerar comercialmente madura, hay suficiente conocimiento y experiencia hoy en día para una implementación viable de torio para el ciclo de combustible de un paso (ciclo abierto) [4].

3. EL REACTOR RÁPIDO ENFRIADO CON PLOMO (LFR)

El reactor nuclear rápido enfriado por plomo fue concebido por la Unión Soviética como parte de un programa para el desarrollo de reactores nucleares para la propulsión de submarinos. Entre 1960 y 1990, en Rusia (Unión Soviética y después Federación Rusa) se construyeron 12

reactores, principalmente para los submarinos, de los cuales dos fueron operados en tierra; lo cual representa una experiencia operacional de 80 años-reactor. Tanto en Rusia, como a nivel mundial, aún se trabaja para mejorar el diseño del LFR, el cual cuenta con las siguientes características [7]:

- Utiliza un espectro de neutrones rápidos (Energía ≥ 0.5 MeV).
- El refrigerante puede ser plomo o una mezcla eutéctica de plomo-bismuto.
- Cuenta con un ciclo cerrado de combustible favoreciendo la sustentabilidad y la no proliferación, y el manejo de actínidos.
- La temperatura del refrigerante es entre 420°C y 560°C.
- Puede ser utilizado como un reactor de quemado o reproductor.
- Proporciona una eficiencia del 44% [7].

La principal ventaja del reactor de plomo es gracias a su refrigerante ya que tiene baja reactividad química al contacto con agua y/o aire, lo cual lo convierte en un sistema más seguro y económico en comparación con el reactor enfriado con sodio, debido que no se requiere de un sistema intermedio de intercambio de calor ni un manejo delicado del refrigerante [8].

El LFR está destinado para la generación de electricidad, la producción de hidrógeno, para el manejo de actínidos y la no proliferación. Sin embargo requiere avances significativos en investigación y desarrollo de combustibles, rendimiento de materiales, y control de la corrosión [8].

3.1. El Reactor Europeo Enfriado con Plomo (ELFR)

Entre los años 2006-2010 fue diseñado el reactor ELSY (European Lead-cooled SYstem). El proyecto fue dirigido por ANSDALDO Nucleare, Italia, e involucró a un consorcio de algunas organizaciones europeas. El objetivo principal del proyecto ELSY fue demostrar que es posible diseñar un reactor rápido que sea seguro y competitivo utilizando características de ingeniería simples. Posterior a dicho diseño surgió el reactor ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor), como evolución del modelo ELSY [9, 10].

El objetivo principal del ELFR está enfocado en demostrar la viabilidad de un concepto de reactor seguro y sustentable a través de la explotación de las características ligadas a las propiedades intrínsecas de plomo, además de lograr competitividad económica. Además está diseñado para mantener constante el inventario de elementos transuránicos (TRUs), de ciclo a ciclo. Esto se logra mediante un ciclo de combustible cerrado, donde todos los elementos transuránicos son transmutados dentro del mismo reactor, por lo que no existe intercambio de TRUs entre el reactor y el medio ambiente, excepto por las pérdidas debido al reprocesamiento del combustible; a este concepto se le conoce como reactor adiabático. El reactor está diseñado para quemar uranio natural o empobrecido [11].

El reactor ELFR es capaz de proveer una potencia de 1500 MWt (600 MWe), el combustible seleccionado es óxido mixto de U/Pu/AMs en equilibrio, y posee una configuración "pool type" lo cual reduce problemas de circulación del refrigerante. Para aplanar la distribución de la potencia radial se decidió abstenerse de emplear diferentes zonas de enriquecimiento de plutonio,

y dar forma a la potencia únicamente por medios geométricos; en este caso específico variando el diámetro del hueco central de las pastillas de combustible [12].

Los ensambles del combustible están conformados por 169 barras y el refrigerante seleccionado es plomo natural (considerando las impurezas intrínsecas del plomo). Además, el núcleo del reactor posee una geometría hexagonal y está compuesto por 427 ensambles de combustible, 132 ensambles de reflector, y 24 barras de control, de las cuales 12 son de seguridad (únicamente empleadas mediante SCRAM) [12].

La geometría y dimensiones de la barra de combustible, el ensamble, y el núcleo del reactor se muestran en las Figuras 1, 2, y 3 respectivamente.

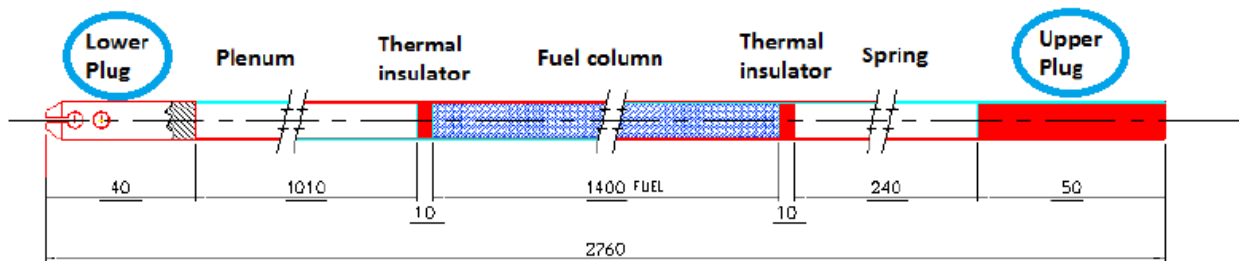


Figura 1. Barra de combustible (mm) [12].

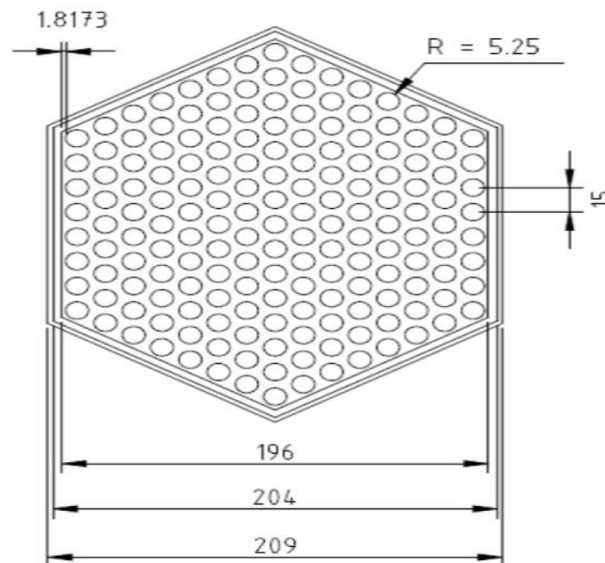


Figura 2. Ensamble de combustible (mm) [12].

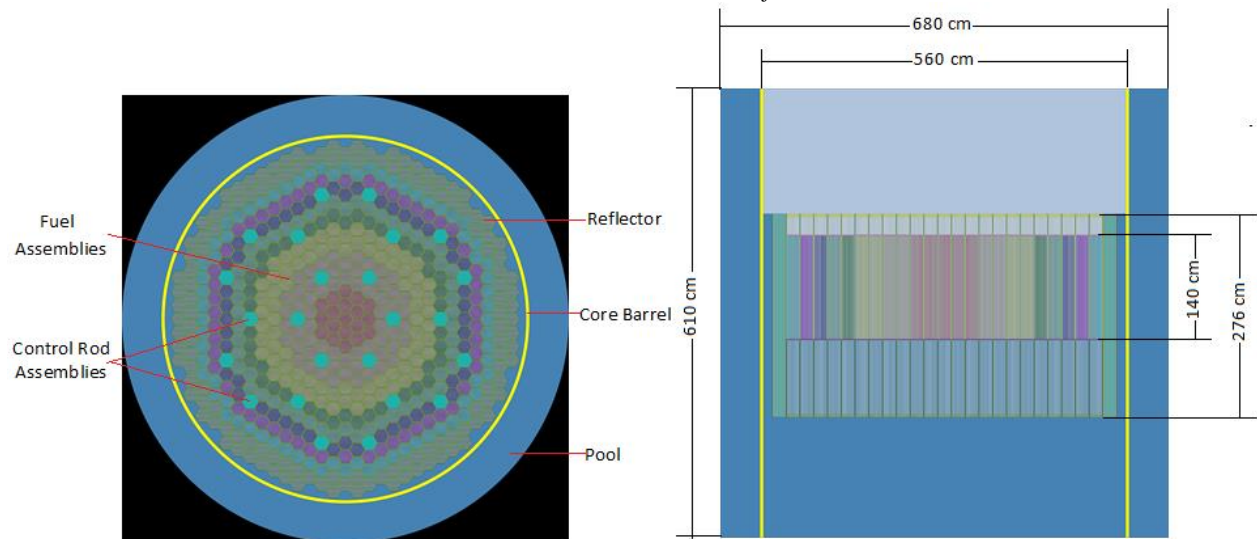


Figura 3. Vista radial y axial del núcleo del reactor ELFR [12].

En la Tabla I, se encuentran algunas de las principales características, dimensiones y materiales empleados en la modelación y diseño del ELFR.

Tabla I. Características principales para el diseño del ELFR [12].

<i>Parámetro</i>	<i>ELFR</i>
Potencia térmica [MW]	1500
Combustible	MOX [U + Pu + AMs]
Número de barras de combustible por ensamble	169
Número de ensambles de combustible [interior/externo]	427 (157/270)
Altura de la zona activa [cm]	140
Pitch de la barra de combustible [mm]	15
Pitch del ensamble [mm]	209
Espesor del ensamble de combustible [mm]	5
Diámetro del hueco de la pastilla de combustible [mm]	4.0/2.0 (interior/externo)
Diámetro externo de la pastilla de combustible [mm]	9
Espesor del gap entre la pastilla y el cladding [mm]	0.15
Diámetro exterior del cladding [mm]	10.5
Espesor del cladding [mm]	0.6
Diámetro interior del cladding [mm]	9.3
Refrigerante	Pb
Velocidad del refrigerante [m/s]	1.53
No. De barras de control	12
No. De barras de seguridad	12
No. De elementos de reflector	124
Material de las barras de control	B ₄ C
Material del revestimiento (estructural)	ASS 15-15-Ti
Material del reflector	Y estabilizado con Zr

4. SIMULACIÓN DEL MODELO

Los resultados de este trabajo fueron obtenidos empelando el código de Monte Carlo para física de reactores SERPENT. Este código fue desarrollado por el VTT (Technical Research Centre of Finland) en el año 2004, y permite hacer cálculos del factor de multiplicación efectivo de neutrones, distribución de potencia así como la evolución del combustible para análisis de quemado [13].

4.1. Validación del Modelo

Con el objetivo de validar nuestro modelo del reactor ELFR se tomaron en cuenta tres parámetros neutrónicos; la evolución del factor de multiplicación efectivo de neutrones para un ciclo de 900 días, la constante Doppler, y el efecto de la fracción de vacío del refrigerante. Estos valores están reportados en la caracterización neutrónica del reactor, y fueron obtenidos por medio del código de Monte Carlo MCB, el cual consiste en el acoplamiento del código MCNP-5 con un código de quemado basado en el método TTA, y la librería de secciones eficaces para el código MCB fue JEFF-3.1 [12]. El combustible empleado en esta etapa corresponde al combustible en equilibrio llamado Vector A, reportado en la referencia [12], ver Tabla II.

Tabla II. Composición isotópica del Vector A de combustible [12].

Vector A			
Isótopo	Fracción en peso %	Isótopo	Fracción en peso %
Th-230	0.00012	Pu-242	0.695
Pa-231	0.00001	Pu-244	0.00037
U-233	0.00002	Am-241	0.769
U-234	0.247	Am-242m	0.026
U-235	0.115	Am-243	0.209
U-236	0.181	Cm-242	0.00007
U-238	79.91	Cm-243	0.0027
Np-237	0.109	Cm-244	0.0977
Pu-238	0.521	Cm-245	0.0323
Pu-239	9.742	Cm-246	0.0223
Pu-240	6.773	Cm-247	0.0044
Pu-241	0.513	Cm-248	0.004

La estadística de la simulación fue la siguiente: 30,000 neutrones por ciclo, 230 ciclos activos y 30 ciclos inactivos. Por otra parte, para el análisis de quemado del combustible, se simuló un ciclo de 900 días con pasos de 50, 100, 100, 100, 100, 100, 100, 100, 100, y 50 días, tal y como se reporta en la referencia [12]. La librería de secciones eficaces empleada fue JEFF-3.1.

En la Figura 4 se muestra una comparación gráfica de la evolución del factor efectivo de neutrones durante 900 días de quemado. Se puede observar que la tendencia en la evolución de la criticidad es igual a la reportada [12], con diferencias que oscilan entre 21 y 357 pcm, ver Tabla III.

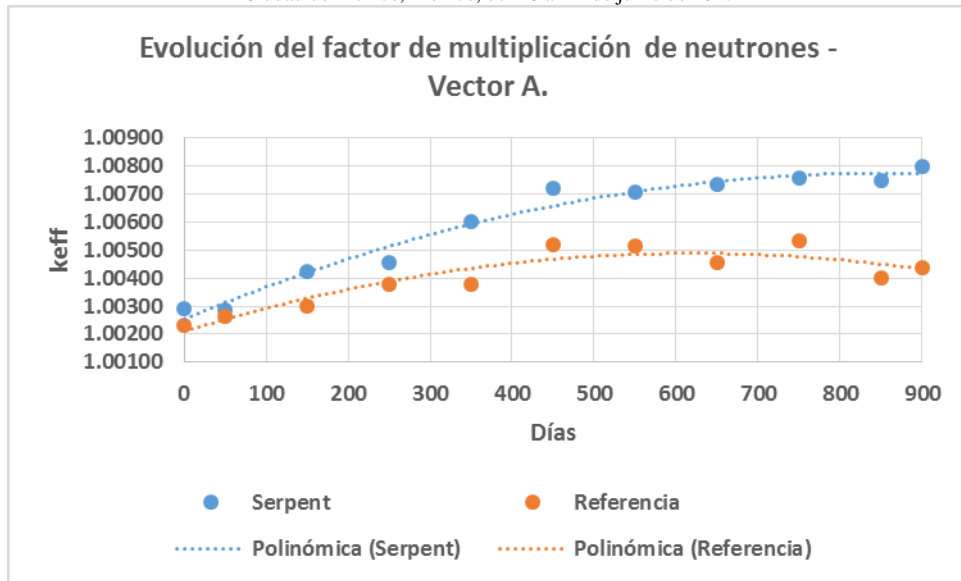


Figura 4. Comparación de la criticidad, referencia vs Serpent.

Tabla III. Comparación del factor de multiplicación de neutrones, referencia vs Serpent.

Comparación de keff Referencia vs Serpent			
Tiempo (Días)	Keff Vec-A Referencia	Keff Vec-A Serpent	Diferencia (pcm)
0	1.00231	1.00289	-57.87
50	1.00264	1.00286	-21.94
150	1.00301	1.00422	-120.64
250	1.00376	1.00456	-79.70
350	1.00378	1.00601	-222.16
450	1.00521	1.00722	-199.96
550	1.00513	1.00706	-192.01
650	1.00457	1.00733	-274.74
750	1.00535	1.00759	-222.81
850	1.00401	1.00748	-345.61
900	1.00438	1.00797	-357.43

Por otra parte, para el análisis del efecto Doppler se analizaron dos casos: primero se varió la temperatura de 1200 K (temperatura de operación) a 900 K, y luego de 1200 K a 1800K.

En la Figura 5 se observa que con el aumento en la temperatura del combustible el valor del factor de multiplicación efectivo se hace más pequeño, como era de esperarse y le brinda mayor seguridad al reactor. Comparando los resultados obtenidos con Serpent se observa la misma tendencia que la de los valores de referencia, con diferencias que oscilan entre 60 y 88 pcm, ver Tabla IV. El valor de la constante Doppler fue calculado como se reporta en la referencia [14].

Se define como:

$$K_D = T \frac{dK}{dT} \quad (1)$$

Se determina resolviendo la integral:

$$\rho_D = K_D \int_{T_1}^{T_2} \frac{dT}{T} \tag{2}$$

Lo cual resulta en:

$$K_D = \frac{\rho_D}{\ln\left(\frac{T_2}{T_1}\right)} \tag{3}$$

Donde:

K_D : Constante Doppler.

ρ_D : ($\Delta k/k$)

T_1 : Temperatura inicial.

T_2 : Temperatura final.

El valor de la constante Doppler obtenido fue de -676.11 pcm, los cual representa una diferencia de 33 pcm con respecto al valor reportado (-709 pcm), ver Tabla IV.

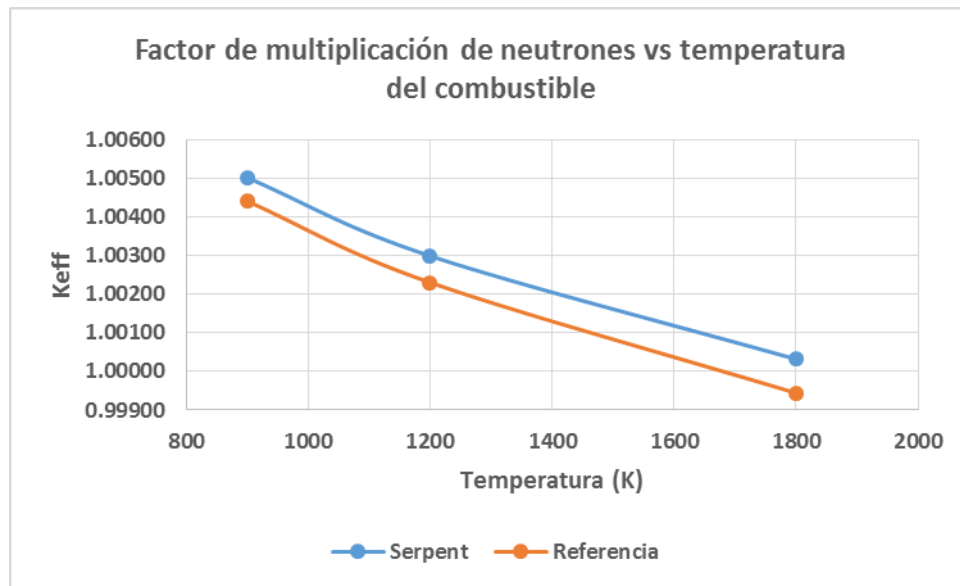


Figura 5. Variación de la Keff con la temperatura del combustible..

Tabla IV. Comparación del efecto Doppler, referencia vs Serpent.

Efecto Doppler referencia vs Serpent			
Temperatura (K)	Keff Vec-A Referencia	Keff Vec-A Serpent	Diferencia (pcm)
900	1.00442	1.00503	-60.73
1200	1.00231	1.00300	-68.84
1800	0.99944	1.00032	-88.05
Cte. Doppler K_D (pcm)	-709	-676.11	

Para el análisis del efecto de la fracción de vacíos se tomó una densidad homogénea del refrigerante de 10.478 g/cm^3 (para todo el núcleo). Posteriormente se hicieron variaciones en dicho valor (10.478 g/cm^3), de la siguiente manera: 25%, 50%, 75%, 95%, 100%, 105%, y 125%. Donde el 25% representa un 75% porciento de vacíos, y así sucesivamente hasta alcanzar una densidad del refrigerante superior al 100%. Los resultados se muestran en la Tabla V.

Tabla V. Comparación del efecto de la fracción de vacío, referencia vs Serpent.

Fracción de vacíos referencia vs Serpent				
Variación %	Densidad (g/cm^3)	Keff Vec-A Referencia	Keff Vec-A Serpent	Diferencia (pcm)
25	2.6195	1.03474	1.02560	883.31
50	5.2390	1.02402	1.02306	93.75
75	7.8585	1.01319	1.01438	-117.45
95	9.9541	1.00434	1.00537	-102.55
100	10.4780	1.00238	1.00283	-44.89
105	11.0019	1.00019	1.00067	-47.99
125	13.0975	0.99232	0.99169	63.29

En la Figura 6 se observa que la tendencia de keff al variar la fracción de vacío es muy parecida a la de referencia, a diferencia del primer valor (25 % de la densidad) donde se observa la mayor discrepancia con 883 pcm por debajo del valor reportado. El resto de los resultados muestran buena aproximación a los de referencia, además, el coeficiente de la fracción de vacío reportado es de -396 pcm mientras que el obtenido con Serpent es de -315, lo cual representa una diferencia de 81 pcm.

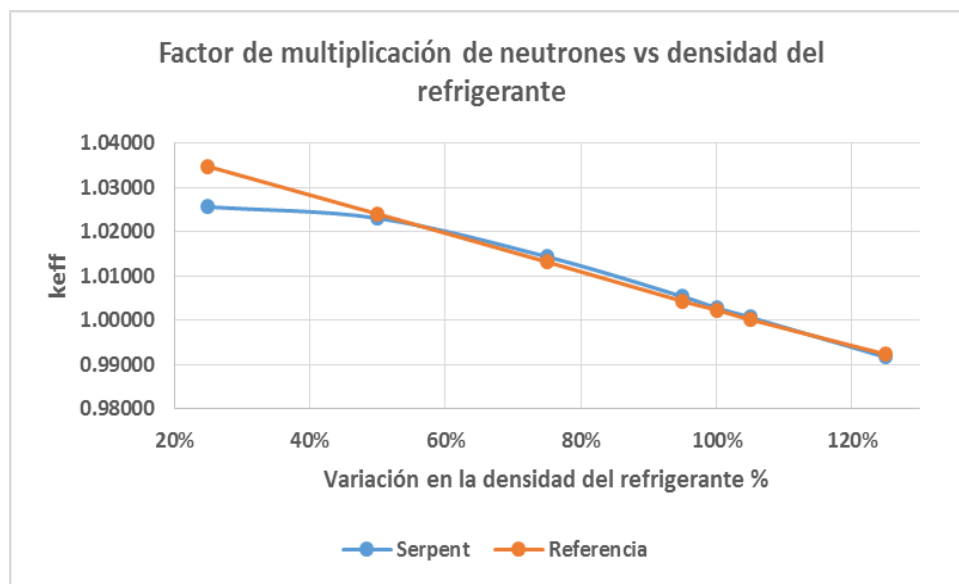


Figura 6. Variación del factor de multiplicación de neutrones con la densidad del refrigerante.

4.2. Caso de Estudio

Una vez obtenido el modelo de referencia se hicieron modificaciones al vector de combustible A, con el fin de incluir al material fértil ^{232}Th . Estos cambios fueron los siguientes:

- Se reemplazó la fracción del ^{238}U del vector A por la del material fértil ^{232}Th .
- La suma de las fracciones correspondientes al ^{230}Th , ^{231}Pa , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , y ^{238}U , se agregó como ^{233}U , para contribuir con la parte fisible del combustible.
- Se ajustó la fracción másica de la relación $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ de tal manera que el reactor se mantuviera crítico durante todo el ciclo de quemado.

La estadística de la simulación corresponde a la misma del proceso de validación, aunque en el análisis de quemado se agregaron más pasos durante los primeros 100 días para poder tener una mejor estimación de la evolución de keff al principio del ciclo. Los pasos quedaron de la siguiente manera: 25, 25, 25, 25, 50, 100, 100, 100, 100, 100, 100, 100, 100, 50 días.

Al igual que en el proceso de validación, en este caso también se compararon los mismos tres parámetros neutrónicos (keff, constante Doppler, y fracción de vacío del refrigerante), además se hizo una comparación de la evolución de los principales isótopos del combustible (materiales fértiles y físis).

En la Figura 7 se muestra la comparación de la criticidad con la inclusión de torio (VEC-A-Th) con respecto a la del vector original “sin torio” (VEC-A-ORIGINAL). Se observa que el comportamiento de la criticidad con el combustible (VEC-A-Th) posee una tendencia distinta en comparación con el combustible de referencia (VEC-A-ORIGINAL). Durante los primeros 100 días, el valor de keff se encuentra por debajo del valor inicial disminuyendo 393 pcm; esto se debe a que el ^{233}Pa actúa como veneno de neutrones debido a que posee una sección eficaz de captura mayor a la del material fértil ^{232}Th . Aunque la vida media del ^{233}Pa es de 27 días, se necesitan alrededor de 75 días para que se alcance el equilibrio (valor mínimo de keff). Después de los 75 días, el factor de multiplicación efectivo de neutrones empieza a aumentar gracias a la mayor producción de ^{233}U , luego alrededor de los 200 días alcanza al valor inicial y después aumenta progresivamente hasta alcanzar un valor de 1.02256 al final del ciclo. Un comportamiento similar fue reportado en el trabajo de la referencia [2].

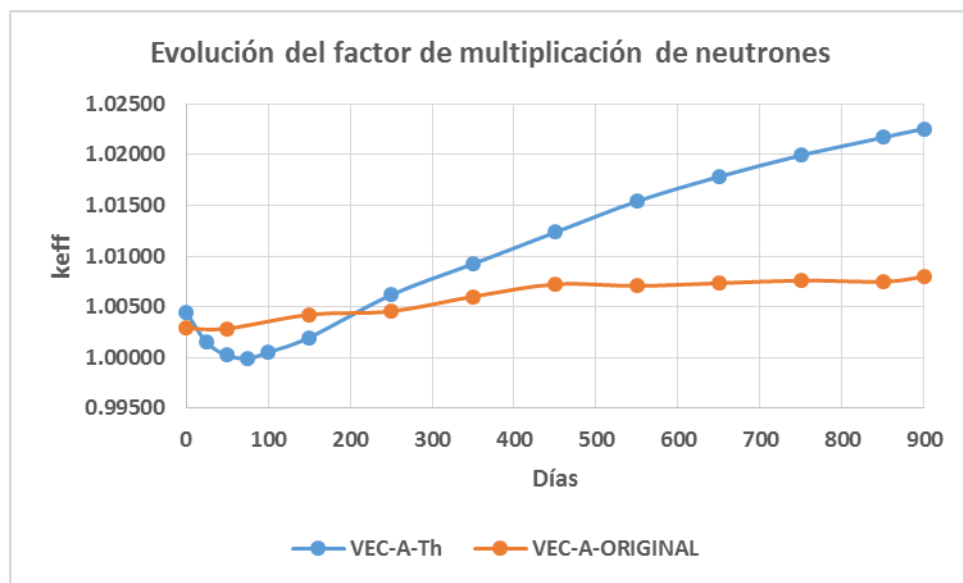


Figura 7. Comparación del factor de multiplicación de neutrones, VEC-A-Original vs VEC-A-Th.

En la Figura 8 se observan los valores de las secciones eficaces de captura del ^{232}Th y ^{233}Pa . Como ya se había descrito con anterioridad, los valores de la sección eficaz del ^{233}Pa son superiores a los del ^{232}Th para todo el espectro de energías de interés, lo cual explica la caída en la reactividad durante los primeros 100 días.

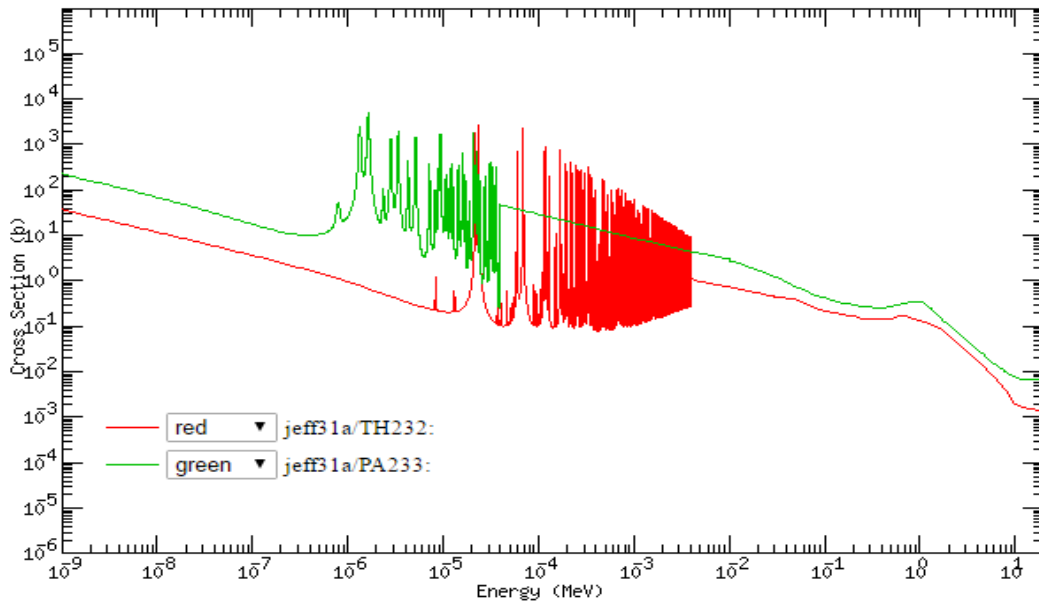


Figura 8. Sección eficaz de captura del ^{232}Th y ^{233}Pa [15].

Para comprender de mejor manera la evolución de k_{eff} para el caso del combustible con torio, se analizaron los principales isótopos: ^{232}Th , ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , y ^{241}Pu .

Como era de esperarse, el ^{232}Th se consume a medida que más ^{233}U es formado. Sin embargo, se observa que la cría de ^{233}U es un poco lenta durante los primeros 100 días debido a la mayor sección eficaz captura neutrónica del ^{233}Pa , tal y como se discutió con anterioridad. Claramente se ve como después de transcurridos 75 días de quemado, la producción de ^{233}U aumenta progresivamente, ver Figura 9.

Por otra parte, tanto el ^{239}Pu como el ^{240}Pu se consumen durante el quemado del combustible, sin embargo el consumo del ^{240}Pu coincide con el incremento del isótopo fértil ^{241}Pu debido a la captura neutrónica del ^{240}Pu , ver Figura 9.

Se puede concluir que aunque los isótopos ^{239}Pu y ^{241}Pu presentan fisión en el espectro de energía de neutrones rápidos, el ^{233}U es el que contribuye en mayor medida a la reactividad del núcleo ya que la sección eficaz de fisión es ligeramente superior a la del resto, como se observa en la Figura 10.

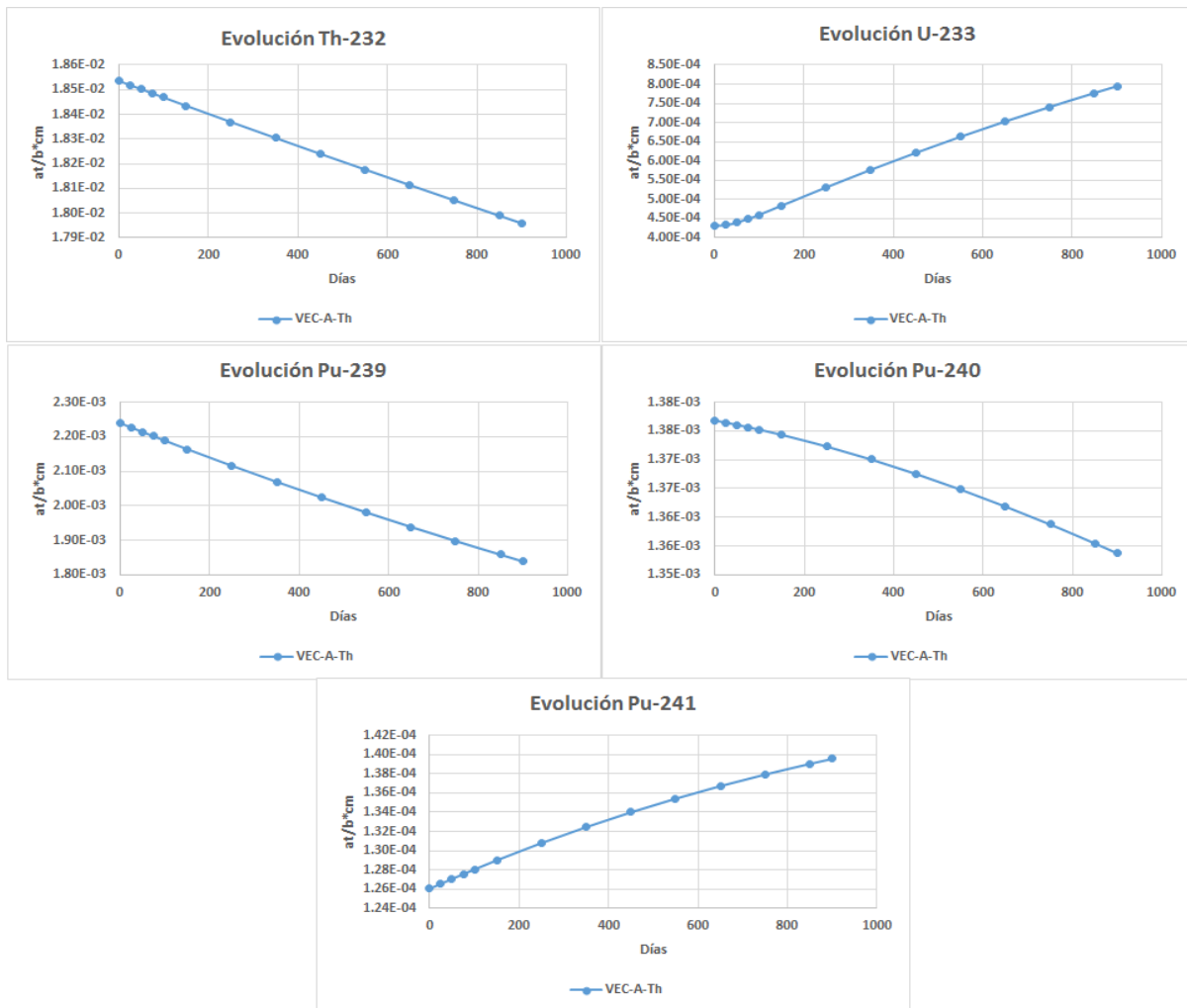


Figura 9. Evolución de los principales isótopos del combustible VEC-A-Th.

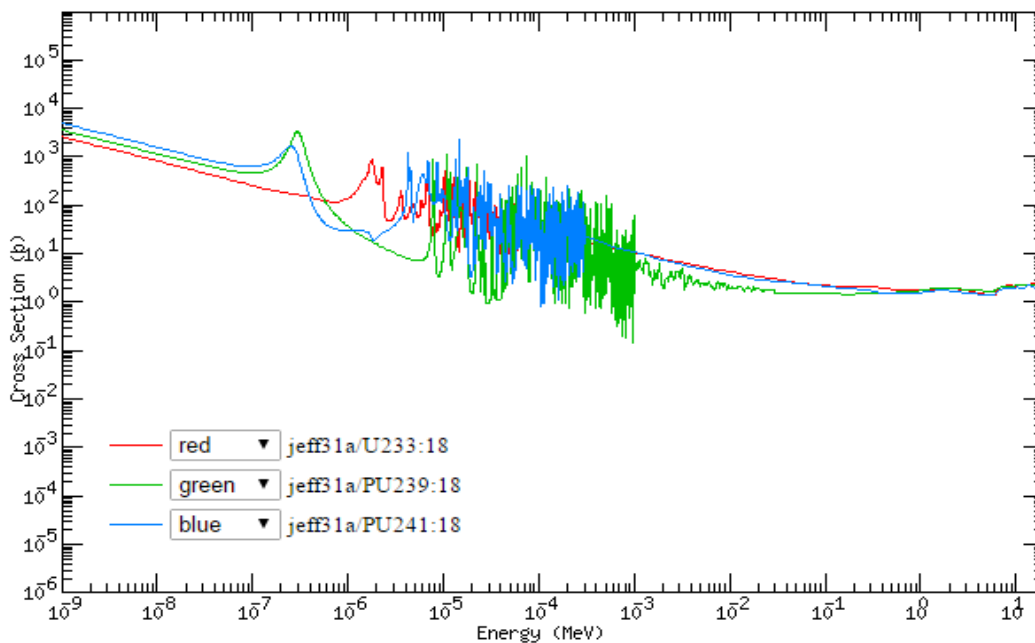


Figura 10. Sección eficaz de fisión para los isótopos ²³³U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu [15].

Por otra parte, la constante Doppler obtenida para el ciclo de combustible de torio tiene un valor más negativo: -692.19 pcm, en comparación con el Vector A sin torio que fue de -676.11 En la Figura 11 se muestra la evolución de la keff para ambos casos; como se puede observar la tendencia es la misma.

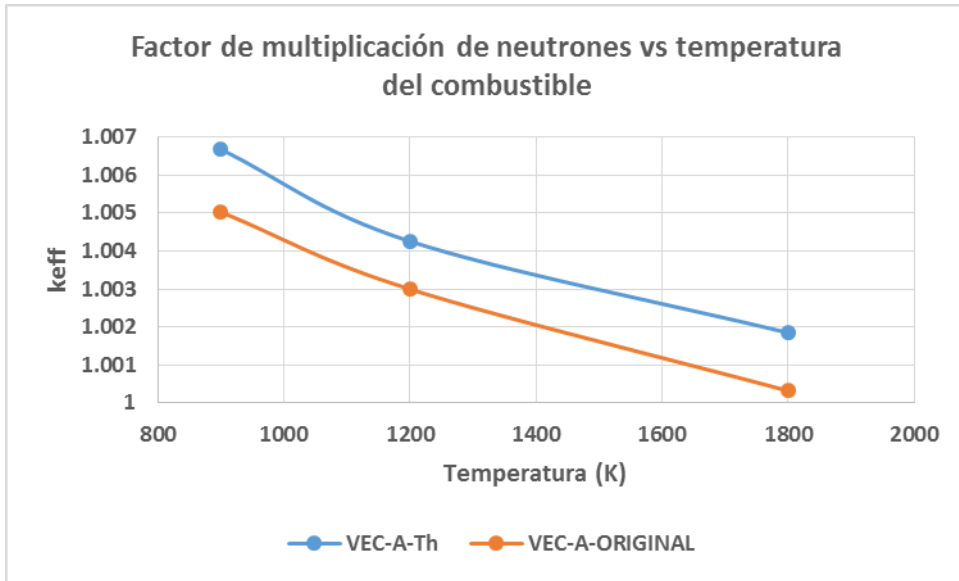


Figura 11. Variación de la Keff con la temperatura del combustible. VEC-A-ORIGINAL vs VEC-A-Th.

Respecto a la fracción de vacío, la tendencia es semejante en ambos casos, sin embargo, para el combustible de torio el efecto de la fracción de vacío total es menos negativo que el del combustible original, siendo de -148 pcm y -315pcm, respectivamente.

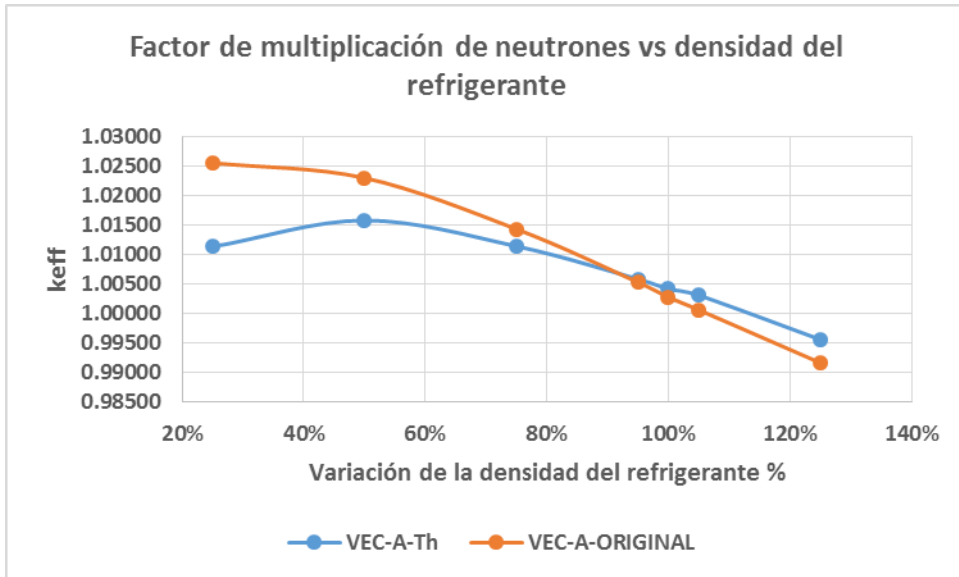


Figura 12. Variación del factor de multiplicación de neutrones con la densidad del refrigerante, VEC-A-ORIGINAL vs VEC-A-Th.

CONCLUSIONES.

El reactor ELFR fue modelado exitosamente con el código Serpent y validado con la literatura de referencia. En la validación se tomaron en cuenta tres parámetros neutrónicos; la evolución del factor de multiplicación efectivo de neutrones, el coeficiente Doppler, y el valor de la fracción de vacíos del refrigerante.

Comparando los resultados de Serpent con los de referencia (MCB), se observa una diferencia promedio de keff de 190 pcm a lo largo de todo el ciclo de quemado. Se puede ver que la tendencia en la evolución de keff obtenida por ambos códigos es igual, por lo que el modelo obtenido con Serpent representa al modelo obtenido con el código MCB. Diferencias semejantes, e incluso un poco mayores, han sido reportadas en otros trabajos [16, 17]. Además, tanto la constante Doppler como el efecto de la fracción de vacíos del refrigerante se encuentran cerca de los valores esperados con 33 y 81 pcm de diferencia, respectivamente. Por lo tanto, se puede concluir que el modelo desarrollado con el código Serpent representa en buena medida al modelo del reactor ELFR.

Por otra parte, el diseño propuesto con la inclusión de torio en el combustible fue comparado con el modelo validado. Se compararon los mismos tres parámetros neutrónicos, y se puede observar que la evolución de la criticidad muestra tendencias distintas debido a la cría tanto de ^{233}U como de ^{241}Pu , siendo el primero el que mayor aporte brinda a la reactividad debido a que posee una sección eficaz de fisión ligeramente mayor al ^{241}Pu . Esto hace que la evolución de keff sea distinta a la del combustible original, y permita tener un ciclo de combustible más largo.

Por último, los valores de la constante Doppler y del efecto de la fracción de vacío del refrigerante muestran tendencias similares a los de referencia, con diferencia de 88 pcm y 167 pcm, respectivamente. Aunque en el efecto de la fracción de vacío la diferencia es más amplia el valor total permanece negativo.

Desde un punto de vista neutrónico se puede concluir que con el diseño propuesto (con torio como combustible) se puede obtener un ciclo operación más largo aumentando el factor de disponibilidad de la planta, sin afectar el comportamiento del reactor, ya que tanto la constante Doppler como el factor de la fracción de vacío siguen siendo negativos, tal y como se muestra en el modelo de referencia. Sin embargo, como trabajo futuro se podría llevar a cabo un análisis de transitorios para complementar los análisis neutrónicos realizados en este trabajo.

AGRADECIMIENTOS

Un especial agradecimiento al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT), por brindar el apoyo económico a L.C. Juárez para la realización de este trabajo que forma parte de su investigación doctoral. A la UNAM por su apoyo con el proyecto PAPIIT-IN115517 y por la facilidad de utilizar la supercomputadora MIZTLI con el proyecto LANCAD-UNAM-DGTIC-253.

REFERENCIAS

1. J.G. Marques, "Evolution of nuclear fission reactors: Third generation and beyond", *Energy Conversion and Management*, Vol. **51**, p. 1774–1780 (2010).
2. H. György, Sz. Czifrus, "Investigation on the potential use of thorium as fuel for the Sodium-cooled Fast Reactor", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **103**, p. 238–250 (2017).
3. H. György, Sz. Czifrus, "The utilization of thorium in Generation IV reactors", *Progress in Nuclear Energy*, Vol. **93**, p. 306-317 (2016).
4. Konings R.J.M. "Comprehensive Nuclear Materials (Volume 3)", 2012.
5. Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems, *International Atomic Energy Agency*, 2012.
6. M. Yousif Alhaj, et.al. "Towards proliferation-resistant thorium fuels", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **101**, p. 586–590 (2017).
7. Alessandro Alemberti, et.al. "Overview of lead-cooled fast reactor activities". *Progress in Nuclear Energy*, Vol. **77**, p. 1-8 (2013).
8. M. Aufiero, et.al. "A multi-physics time-dependent model for the Lead Fast Reactor single-channel analysis". *Nuclear Engineering and Design*, Vol. **256**, 14– 27 (2013).
9. Alessandro Alemberti et.al. "ELSY—European LFR Activities", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. **48**, p. 479–482 (2011).
10. C. Artioli, et.al, "Preliminary ELSY core design (Open Square Fuel Assembly option)". *Sixth Framework Program EURATOM*. Deliverable document 2007.
11. Carlo Artioli, et.al. "A new paradigm for core design aimed at the sustainability of nuclear energy: The solution of the extended equilibrium state", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **37**, p. 915–922 (2010).
12. G. Grasso et.al. "Definition of the LFR core and neutronic characterization". *European Commission*, 2013.
13. J. Leppanen, et al. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **82**, p. 142-150 (2015).
14. E.-Y. García-Cervantes, J.L. François. "A comparison between oxide and metallic fueled ASTRID-like reactors", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. **94**, p. 350–358 (2016).
15. Online Plotter for MCNP and ENDF cross section data, <http://atom.kaeri.re.kr:8080/cgi-bin/endfplot.pl>
16. R.C. Lopez-Solis. "Fuel depletion analysis of a small sodium fast reactor with KANEXT and SERPENT", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 98, p. 26–35 (2016).
17. A. Ponomarev, et al. "Evaluation of Neutron Physics Parameters and Reactivity Coefficients for Sodium Cooled Fast Reactors", *Proceedings of ICAPP '10*, San Diego, CA, USA, June 13-17, Paper 10366 (2010).