

Calculo de espectros de neutrones y dosis en un reactor nuclear subcrítico a base de Torio

Diego Medina-Castro¹, Pablo Luis Hernández-Adame¹,
Hernández-Dávila Víctor Martín¹, Laszlo Sajó-Bohus², Héctor René Vega-Carrillo¹

¹ Universidad Autónoma de Zacatecas
Unidad Académica de Estudios Nucleares
Ciprés 10, Fracc. La Peñuela, C.P. 98068, Zacatecas, México
Buzón-e; dmedina_c@hotmail.com

² Universidad Simón Bolívar
Lab. de Física Nuclear
Apdo 89000, Caracas 1080A Venezuela.

Resumen

En este trabajo se ha diseñado un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con sales fundidas a base de torio, con moderador de grafito y una fuente ^{252}Cf , cuyos niveles dosis en la periferia permita su uso en actividades de docencia e investigación. El diseño fue realizado por el método de Monte Carlo con el código MCNP5, donde se varió la geometría, dimensiones y el combustible con el fin de obtener el mejor diseño. El resultado es un reactor cubico de 110 cm de lado, con moderador y reflector de grafito. En la parte central se tienen 9 ductos que fueron colocados en el sentido del eje y. El ducto central contiene la fuente de ^{252}Cf , de los otros 8 ductos, se cuenta con dos ductos de irradiación y los otros seis contienen una sal fundida ($^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$) como combustible. Para el diseño se calculó la k_{eff} , los espectros de neutrones y la dosis equivalente ambiental. En una primera instancia se calculó lo anterior para un combustible virgen, éste fue llamado caso 1, enseguida se utilizó un porcentaje de ^{233}U y se disminuyó el porcentaje de Th y se le llamó caso 2. Esto con la finalidad de poder comparar dos combustibles diferentes funcionando dentro del reactor. En el caso 1 se tiene un valor para la k_{eff} de 0.13, en el caso 2 es de 0.28, manteniendo en ambos casos la subcriticidad. En los niveles de dosis el valor más alto es en el caso 2 en el eje y con un valor de $3.31\text{e-}3 \pm 1.6\%$ pSv/Q este valor esta reportado en por uno. Con esto podemos calcular el tiempo de exposición del personal que labore en el reactor.

Palabras Calve: Reactor; Subcrítico; Dosis; Espectro de neutrones; Torio.

1.- INTRODUCCIÓN

En la actualidad es importante tener en cuenta que los reactores subcríticos son utilizados para la quema de los residuos radiactivos, plutonio y la generación de flujos de neutrones de fisión. Sin embargo, una de las aplicaciones más recientes es para la investigación. Por esta razón, en su diseño se procuran dos características: la protección radiológica y la seguridad nuclear. Por estas razones una opción es que el combustible sea el Th en una concentración de sales fundidas en lugar de U como un combustible. En esta modalidad no se genera Pu, se producen pocos actínidos superiores, por lo tanto los desechos tienen vidas medias más cortas [Degweker, 2001].

El Th no es un material fisionable, sin embargo el ^{232}Th es adecuado para capturar neutrones térmicos, que al desintegrarse producen ^{233}U , que es un isótopo fértil. En general, el combustible de estos reactores consta de ^{232}Th y ^{233}U para la carga inicial [Waris *et al.*, 2010].

Para el diseño de reactores a base de Th se han usado modelos numéricos de la ecuación de difusión para dos grupos de energía y seis grupos precursores de neutrones retardados [Yamamoto *et al.*, 2006]. Estos diseños cumplen con la filosofía de los reactores nucleares de IV Generación respecto a la seguridad. Un parámetro asociado a la seguridad de los reactores, desde el punto de vista de la protección radiológica es la dosis equivalente ambiental, $H^*(10)$ [Dietze and Menzel, 1994].

La operación de un reactor de potencia, con combustible líquido, a diferencia de reactores con combustible sólido, tiene algunas ventajas, las cuales fueron señaladas durante el programa del primer MSR. Una mezcla eutéctica de fluoruro de litio y fluoruro de berilio llamado FLIBE, con el torio fértil y el U o Pu disuelto en la sal fundida de fluoruro (${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-{}^{233}\text{UF}_4$) en estado líquido sirve como elemento combustible, como medio para la transferencia de calor y como vehículo para el procesamiento de combustible [Greaves *et al.*, 2012].

El objetivo de este trabajo es diseñar, mediante el método Monte Carlo, un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con combustible a base de Th, moderador de grafito y con una fuente de

^{252}Cf . En el diseño se calculó la k_{eff} , los espectros de neutrones, dentro y fuera del reactor, y los valores de la dosis equivalente ambiental ($H^*(10)$).

2.- MATERIALES Y MÉTODOS

El propósito de esta investigación es el diseño de un reactor nuclear subcrítico heterogéneo con sales fundidas de Th, con moderador de grafito y usando una fuente de ^{252}Cf . Para ello se realizaron simulaciones Monte Carlo, con el código MCNPX [Pelowitz, 2005]. En los cálculos se usaron tres cuerpos geométricos (esfera, cilindro y el cubo) y se determinó el valor de la k_{eff} en función del combustible. A partir de estos resultados se decidió utilizar la geometría cubica.

En la Figura 1, se muestra una vista del modelo del reactor. Dos de ellos son los canales de irradiación (irradiador 1 y 2), los cuales cuentan con tres secciones para colocar muestras. Cada sección se identifica como frente, centro y atrás.

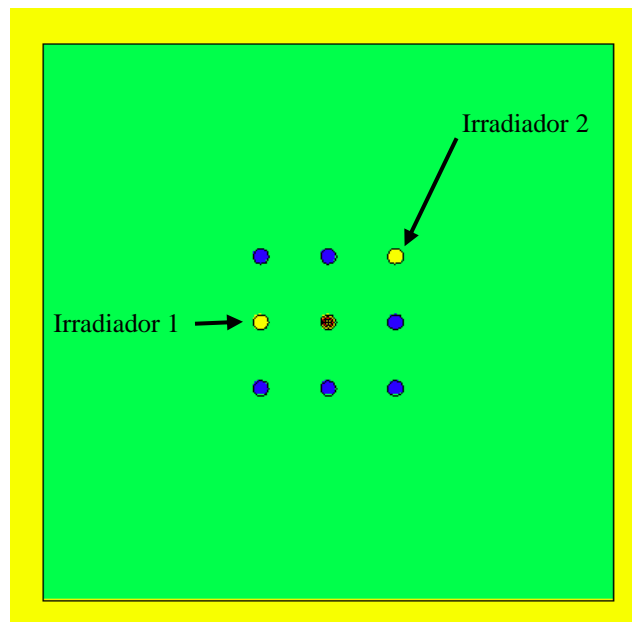


Figura 1.- Vista del reactor plano x-z

El reactor cubico se modelo como un bloque de grafito con perforaciones cilíndricas a manera de ductos. El diseño final tiene nueve ductos, seis son de combustible, el ducto central contiene la

fuentes externas de neutrones y los dos restantes son para irradiación. Los ductos del combustible son de una aleación llamada Hastelloy N [Fan-Yi *et al.*, 2014].

La Figura 2, muestra los tres puntos de irradiación para cada irradiador. El área en color verde es el grafito del reactor, el cilindro en azul es el combustible. El volumen del combustible en los 6 ductos es de 4241cm^3 .

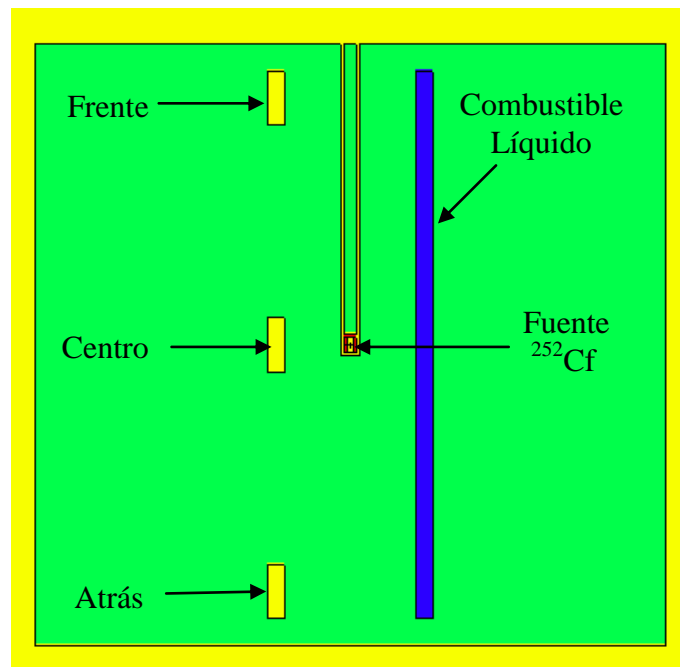


Figura 2.- Vista del reactor en el plano x-y

2.1.-Fuente de ^{252}Cf

La fuente ^{252}Cf decae emitiendo alfas y por fisión espontánea, tiene una vida media de 2.73 años, el 3.2% del decaimiento es por fisión espontánea libera 3.7 neutrones/fisión. Las dimensiones de la fuente son de $0.35 \text{ Ø cm} \times 1 \text{ cm}$, con una masa de $20 \mu\text{g}$ de ^{252}Cf que produce $4.6 \times 10^7 \text{ n/seg}$ [Sajo-Bohus *et al.*, 2015].

En la Figura 3, se muestran dos imágenes del reactor en 3D. Una de las figuras muestra los ductos sin el moderador, mientras que en la otra se incluye el moderador de grafito. Con este

modelo se calculó la k_{eff} , luego se calcularon los espectros de neutrones en varios puntos, dentro y fuera del reactor, a lo largo de los tres ejes.

Mediante los coeficientes de conversión de fluencia a $H^*(10)$ del ICRP 74 [Leake, 1999; Hernandez-Adame et al., 2011] se calcularon los valores de la $H^*(10)$ a contacto con las caras externas del reactor (55 cm de la fuente), a 20, 50 y 100 cm de éstas.

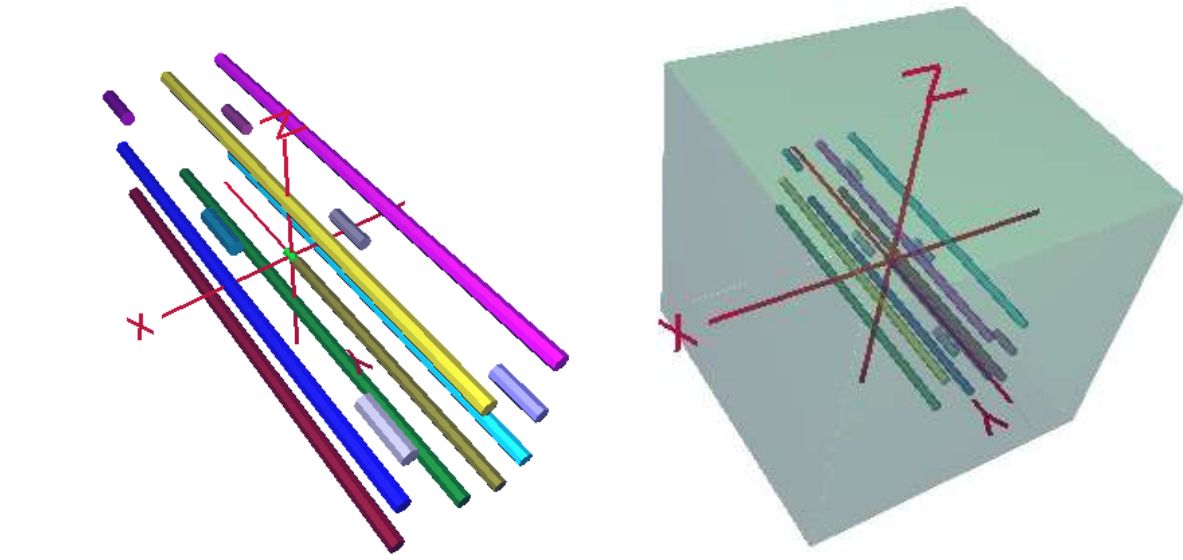


Figura 3. Vista del reactor en 3D

Se simularon dos casos, caso 1 se usó combustible con Th y U enriquecido al 3%. Caso 2 se modificó el porcentaje de Th y se agregó un porcentaje del ^{233}U para simular combustible usado.

3.- RESULTADOS

Los resultados de la k_{eff} para los diferentes escenarios, se muestran en la Tabla 1, las primeras simulaciones se realizaron con un 90% de Th y 10% de ^{235}U . Se realizaron simulaciones variando el diámetro y se varió el espacio entre cada ducto, obteniéndose así una k_{eff} mayor, en la última fila se implementó el combustible de la sal líquida [Serrano-López et al., 2013].

Tabla 1. Valores de la k_{eff} en los primeros cálculos

Diámetro de tubería [cm]	Mezcla	Número de tuberías con combustible	Espacio entre tuberías [cm]	k_{eff}
2	Th y ^{235}U	9	1	0.61
2	Th y ^{235}U	9	10	0.81
2	Th y ^{235}U	9	12	0.80
3	Th y ^{235}U	6	10	0.84
3	LiF-BeF- ThF_4 - $^{235}\text{UF}_4$	6	10	0.66

En la Tabla 2, se muestra las k_{eff} de ambos casos en los cuales se utiliza la sal fundida, y se utiliza una parte de Th por 3 partes de U, en el segundo caso se modificó el porcentaje de Th a 5%, para agregar el 20% de ^{233}U . Se tiene pues que en el caso 2 la k_{eff} aumento más del doble debido al ^{233}U , pero manteniendo la subcriticidad.

Tabla 2. Valores de la k_{eff} para los dos

Caso	^{233}U	Th (%)	% de U enriquecido al 3%	k_{eff}
1	0	25	75	0.1319±0.0003
2	20	5	75	0.2798±0.0005

A partir del valor de la k_{eff} , se calculó el factor de amplificación de los neutrones dentro del reactor, así como la potencia producida. Estos resultados se muestran en la Tabla 3.

Tabla 3. Valores del reactor

Caso	k_{eff}	Factor de amplificación	Potencia (mW)
1	0.13	1.15	0.088
2	0.28	1.39	0.229

3.1.- Caso 1

En las simulaciones del reactor se calculó el espectro de neutrones en varios puntos de los tres ejes del reactor dentro y fuera, en la Figura 4, se muestra el espectro de los neutrones para la fuente en aire, así como para diferentes distancias respecto a la fuente, que son de 13, 30 y 55 cm.

Podemos observar como es el espectro de la fuente en aire, así mismo se puede ver cómo cambia el espectro conforme aumenta la distancia, esto debido a que los neutrones están siendo moderados por el grafito y podemos ver que los neutrones térmicos varían muy poco entre la distancia de 13 y 30 cm, en comparación con el espectro a la distancia de 55 cm.

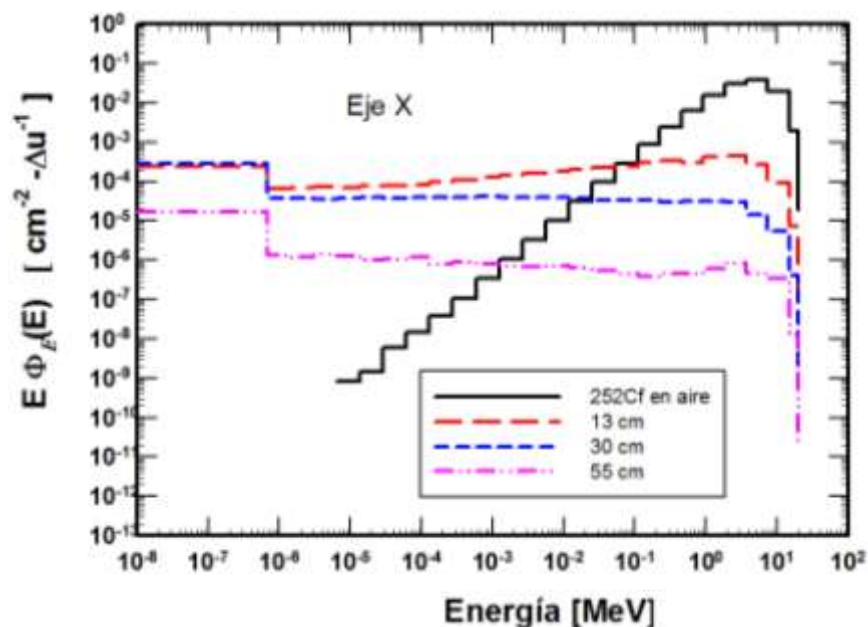


Figura 4. Espectro de los neutrones en el eje x

En la Figura 5, podemos ver el espectro a diferentes distancias dentro y fuera del reactor a lo largo del eje y. En ella se puede observar cómo se va modificando el espectro de los neutrones, y se puede ver cómo van aumentando el número de neutrones térmicos en el reactor.

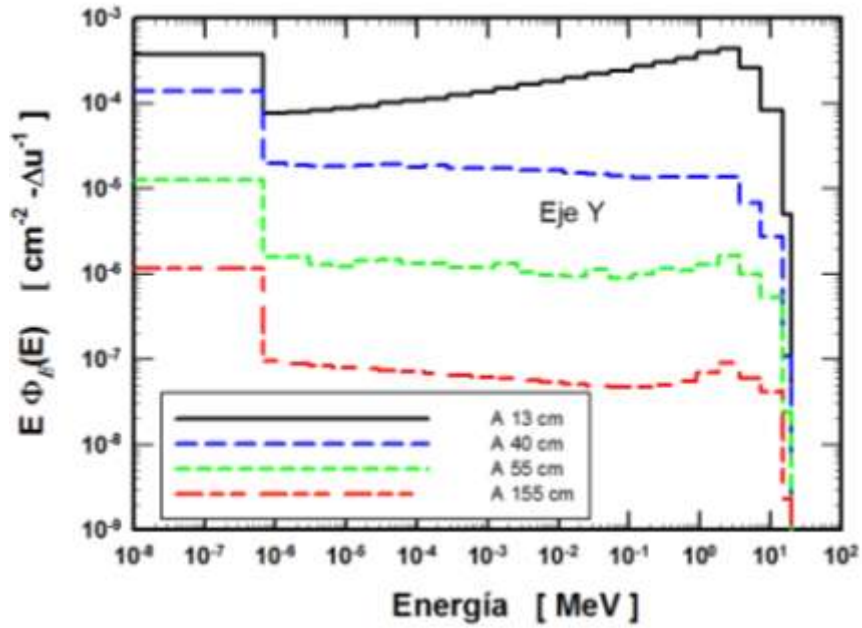


Figura 5. Espectro de los neutrones en el eje y

En la Figura 6, se muestra el espectro de los neutrones para el irradiador 1. Se puede observar que existe una simetría en los costados del reactor al ver la parte del frente y atrás, prácticamente se tiene el mismo espectro entre ellas.

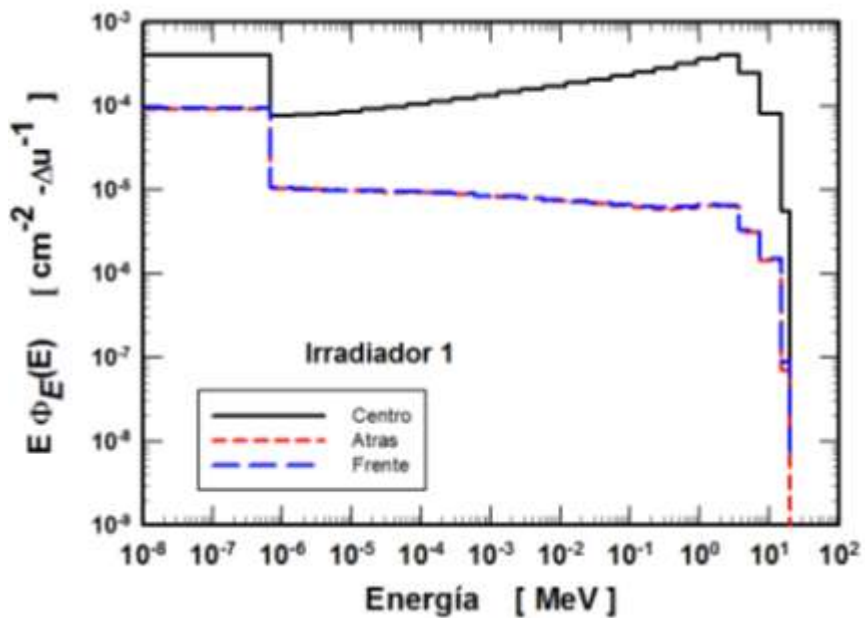


Figura 6. Espectro de neutrones en el irradiador 1

En la Figura 7, se tiene el coeficiente de conversión de fluencia a $H^*(10)$ reportado en pSv/Q, en la figura se observa cada uno de los tres ejes y su comportamiento de acuerdo a la distancia.

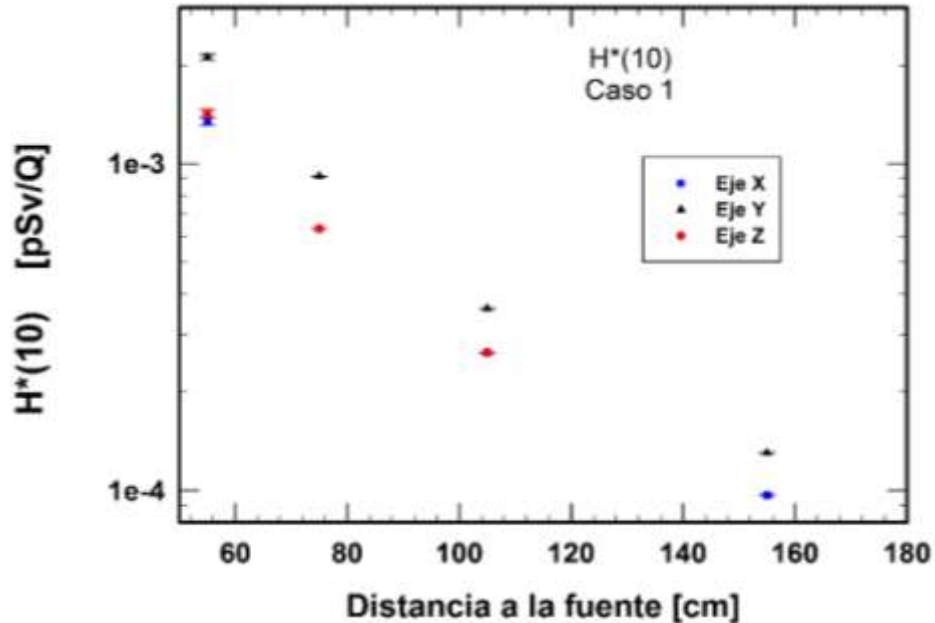


Figura 7. Dosis en relación a la distancia de la fuente

3.2.- Caso 2

Se disminuyó el porcentaje de Th, para agregar ^{233}U , recalando que este caso se realizó solo con la intención de tener un punto de comparación con el caso 1.

En la Figura 8 se muestra el espectro a diferentes distancias en el eje x, así como el espectro de la fuente de ^{252}Cf en aire esto con el objetivo de comparar los espectros de forma cualitativa. En las distancia de 13 y 30 cm existe solo una pequeña diferencia con respecto a los neutrones térmicos, los epitérmicos y rápidos se tiene una mayor diferencia entre las diferentes distancias.

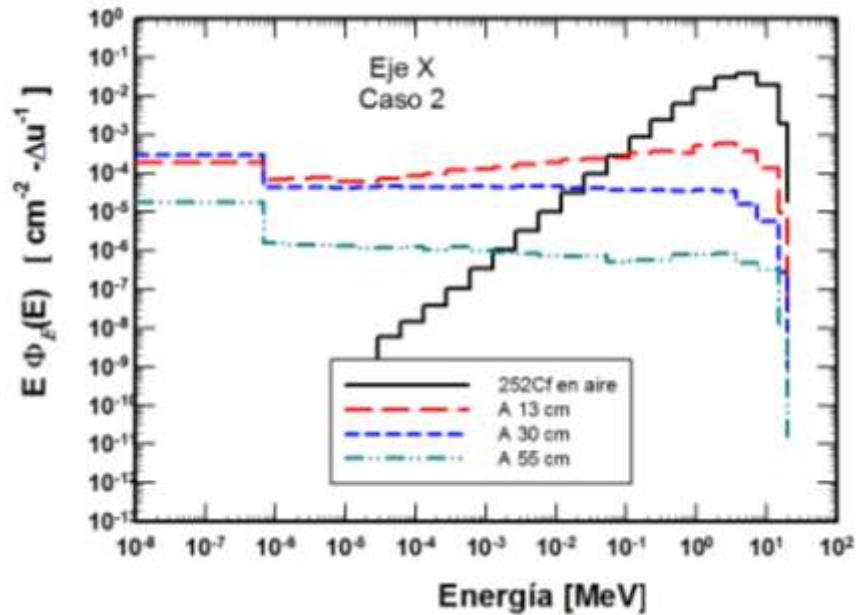


Figura 8. Espectro de los neutrones en el eje x en el caso 2

3.3.- Comparación entre caso 1 y 2

En la Figura 9, se comparan ambos casos en los puntos del centro y en frente. En ella se observa que en el centro se tiene el mismo espectro en ambos casos, se ve un cambio en el frente ya que se tiene una mayor distancia a la fuente.

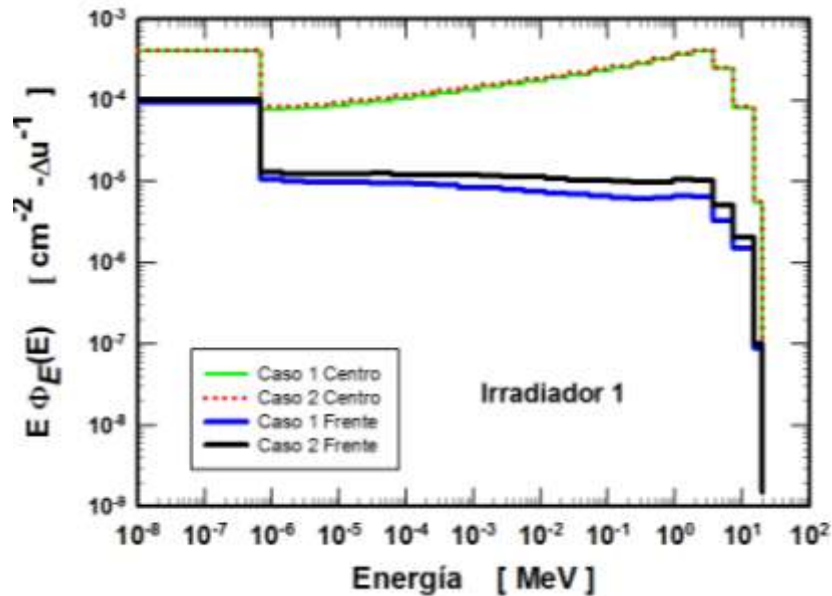


Figura 9. Comparación de espectros de neutrones en ambos casos

En la figura 10, se muestra la $H^*(10)$, en el cual podemos ver que los niveles de dosis son más altos en el caso 2 ya que contiene ^{233}U . Con ello lo que se tiene es que aumenta el número de fisiones dentro del combustible y con ello un número más grande de neutrones, los cuales conforme avanzan serán moderados, así como reflejados, al final del reactor. Estos resultados nos dan una $H^*(10)$ del orden de $1.14 \times 10^{-15} \text{ Sv}\cdot\text{cm}^2$.

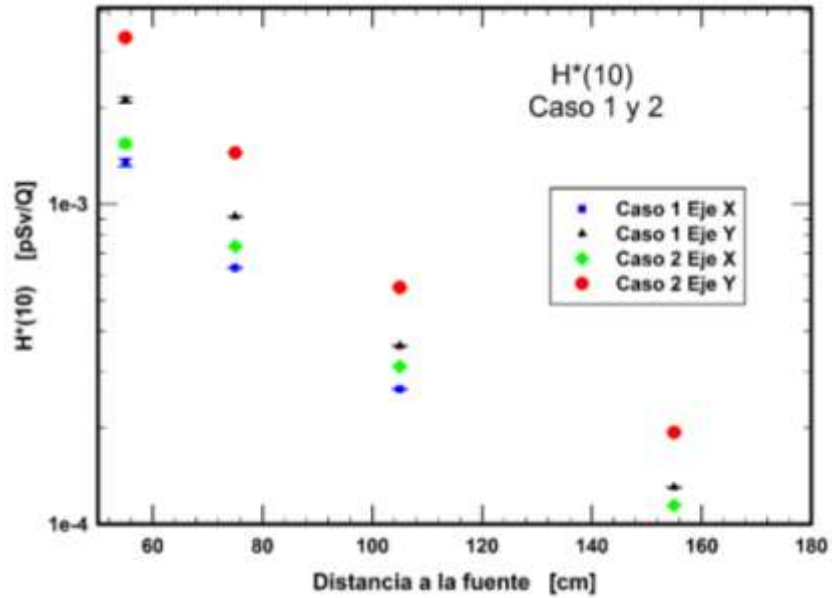


Figura 10. Comparación de la dosis

Figura 11, se puede analizar el flujo total de neutrones dentro y fuera del reactor, y esta distribución de los neutrones es en el plano x-y, esta distribución es en el caso 1.

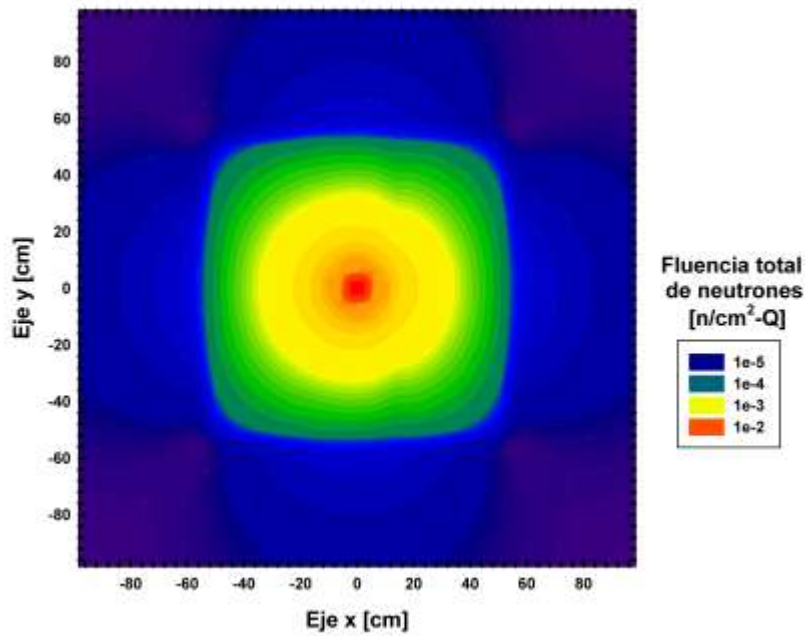


Figura 11. Fluencia total de neutrones en el plano x-y

Figura 12, se tiene el flujo de neutrones en el plano x-y, en el cual se observa una fluctuación debido al combustible.

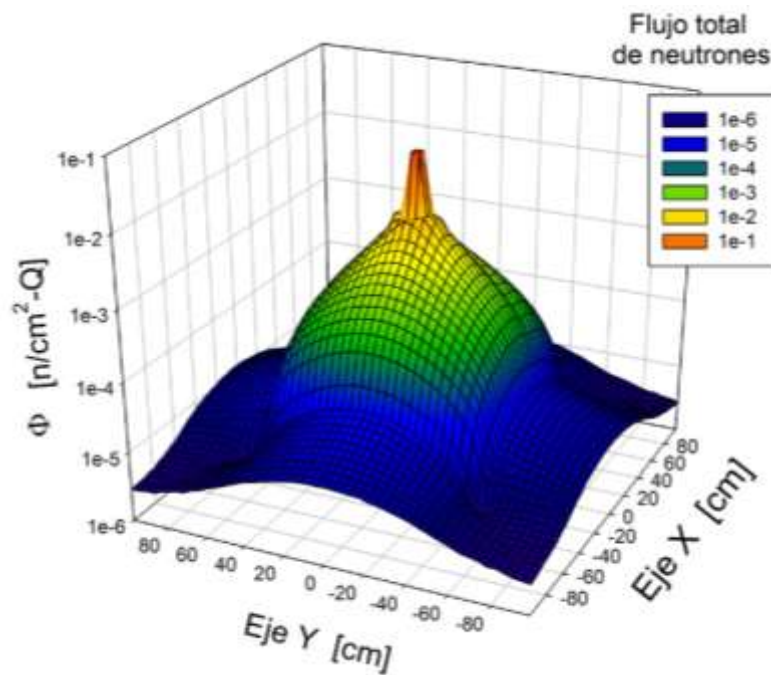


Figura 12. Flujo de neutrones en el plano x-y

En la Figura 13, se tiene el espectro total de los neutrones a lo largo del eje del irradiador 1, en lo cual se tienen los siguientes puntos, el punto de -55 (borde del reactor hacia los negativos en el eje y), el punto de -45 (atrás), el punto 0 (centro), el punto de 45 (frente) y el final de 55 (borde del reactor hacia los positivos en el eje y), cada uno cuenta con su barra de error correspondiente.

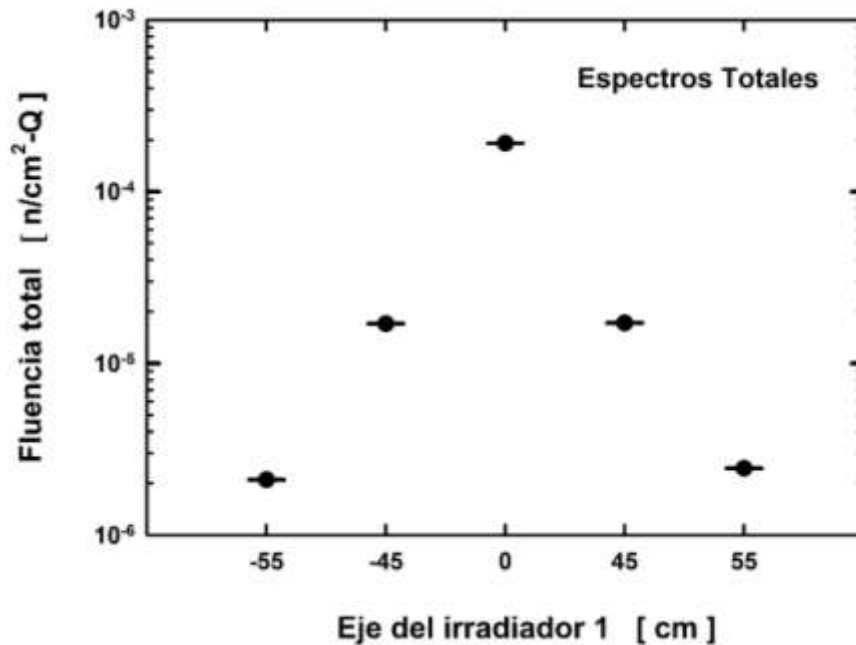


Figura 13. Espectros totales a lo largo del Irradiador 1

4.- DISCUSIÓN

Para la Tabla 1, se varió el espacio entre los ductos, para obtener una k_{eff} mayor, para lo cual se eligió de 10 cm el espacio entre ellos, en el cuarto resultado de la tabla se modificó el número de ductos con combustible y también se modificó el diámetro a 3 cm, obteniendo una $k_{eff} = 0.84$. En la última fila de la tabla se muestra la $k_{eff} = 0.66$, cambiando el combustible de Th y ^{235}U por la sal de combustible, esto causó un descenso en el valor de la k_{eff} .

En la Tabla 2, caso 1 una k_{eff} de 0.13, este valor bajo aún más que en donde se tiene la sal con un porcentaje de Th y ^{235}U , debido a que se tiene U enriquecido al 3 %, con este cambio se tiene

menos material físil, en el caso 2, tiene una k_{eff} de 0.28, este aumento se debe a que se tiene ahora ^{233}U , el cual es material físil.

En la Tabla 3, el valor para el factor de amplificación (μ) de los neutrones dentro del reactor, varía entre 1.15 y 1.38. Asimismo, tenemos que para cuando se tiene una fuente de ^{252}Cf con un valor Q de 4.6×10^7 n/s, para el caso 1 se tiene una potencia de 0.088 mW y en el caso 2 de 0.229 mW, esta potencia es tan pequeña que no requiere de un sistema artificial de extracción de calor, ya que la potencia se disipa en forma natural.

Para los valores obtenidos del caso 1 ($k_{\text{eff}} = 0.13$) y caso 2 ($k_{\text{eff}} = 0.28$), y compararlo con el reactor nuclear subcrítico Nuclear Chicago modelo 9000 con una $k_{\text{eff}} = 0.83$, notamos que nuestro reactor, la k_{eff} es una tercera parte del reactor en comparación, pero la cantidad de combustible usada por el Nuclear Chicago es mucho mayor [Vega-Carrillo, 2015].

4.1.- Caso 1

En la Figura 4, se muestra el espectro de los neutrones en el eje x, para el espectro a 13 y 30 cm se observa que los neutrones térmicos son similares entre sí, pero si tienen una diferencia en la parte de los neutrones rápidos y epitermicos, y se puede ver que existe una disminución en los rápidos en el espectro de 30 cm de la fuente. En el espectro de 55 cm de la fuente, se observa una disminución más importante de rápidos y epitermicos. El espectro en el eje z es simétrico al eje x.

Figura 5, se observa el espectro de neutrones a través del eje y, a diferentes distancias de la fuente. En el primer espectro se observa que se tienen neutrones térmicos, pero también se tiene una cantidad importante de neutrones rápidos, en la siguientes distancias se observa una disminución más importante en los neutrones rápidos ya que están siendo moderados por el grafito.

En la Figura 6, al ver los espectros en cada una de las secciones de irradiar, las secciones del frente y atrás tienen simetría entre sí, estas dos secciones tiene un menor flujo en comparación a la sección del centro. En la sección frente se tiene un flujo importante de térmicos y rápidos, esto debido a que se encuentra más cerca de la fuente, y los neutrones no alcanzan la moderación

antes de pasar por dicha sección. Esto hace que se tenga una diferencia entre las secciones, con el objetivo de tener diferentes flujos para irradiar muestras.

De la Figura 7, la $H^*(10)$ alrededor del reactor para el caso 1, se observa que se comporta como $1/r^2$. Se observa un valor más elevado en el eje y, que en los otros ejes esto debido a que se tienen los ductos en el eje y, y existe un espesor menor de grafito en comparación a los otros ejes, en los valores de la $H^*(10)$ en punto de contacto del reactor (a 55 cm de la fuente) se tiene un error más alto que en los otros valores, por una mayor interacción de neutrones.

4.2.- Caso 2

En la Figura 8, el comportamiento del espectro a la distancia de 13 cm tiene una tendencia a la forma del espectro del ^{252}Cf aunque ya muestra una lectura de neutrones térmicos, en las siguientes distancias se modifica el espectro de neutrones, aumenta un la lectura de los neutrones térmicos y una disminución o moderación de los neutrones epitérmicos y rápidos.

4.3.- Comparación entre los casos 1 y 2

En la Figura 9, se muestran los espectros de ambos casos en el irradiador 1. En la sección del centro se observa un flujo mayor tanto de neutrones térmicos como de rápidos y se tiene una similitud entre los dos casos. En la sección del frente se tiene un flujo menor, esto debido a que se tiene una distancia mayor entre la fuente y dicha sección. En la sección del frente se tiene una cantidad muy similar, en la parte de neutrones térmicos pero se tiene una diferencia importante en la parte de neutrones epitérmicos y rápidos, esto debido a que se tiene una cantidad importante de ^{233}U , esto provoca que se genere un número mayor de neutrones de fisión.

En la Figura 10, los cálculos se realizaron a lo largo del eje x así como del eje y, se observa que la cantidad más importante de la dosis, es en el caso 2, en el eje y, a la distancia de 55 cm (punto de contacto) en relación a la fuente.

Los valores reportados por el MCNP son valores en por uno, a lo que, si se quiere saber la dosis utilizando la fuente de ^{252}Cf , se le tiene que multiplicar al resultado por el factor Q, que es la emisividad de la fuente. En nuestro trabajo se tomó el valor de la fuente que se tiene en Venezuela con un valor $Q = 4.6 \times 10^7$ n/s, esto es considerando que la fuente esta recién fabricada, con esto en cuenta, el valor de la $H^*(10)$ más alto es en el caso 2 en el eje y, tal valor es $H^*(10) = (3.31 \pm 0.051) \times 10^{-3}$ pSv/Q. Con esto se obtiene la $H^*(10) = 0.54$ mSv/h.

En la Figura 11, se muestra la fluencia total de neutrones dentro y fuera del reactor haciendo un corte en el plano x-y del reactor, en el cual se observa que en la parte central se localiza el punto con mayor intensidad donde se localiza la fuente y se ve cómo va cambiando la fluencia conforme se avanza hacia fuera del reactor, observamos que existe un escape importante de neutrones fuera del reactor. En la imagen se observa justo a la derecha del centro una perturbación, que es debido al combustible, el cual está absorbiendo neutrones.

En la Figura 12, se observa una vista tridimensional de la fluencia de neutrones haciendo un corte en el plano x-y, el cual se puede ver cómo se comportan los neutrones dentro y fuera del reactor, así mismo se observa una perturbación en la parte de atrás justo después de la fuente, la cual es debido a un ducto que contiene combustible.

Para la Figura 13, vemos los espectros totales a lo largo de irradiador 1, los cuales están en las posiciones de irradiación y dos más en las fronteras del reactor. Se ve como el comportamiento del espectro va disminuyendo con forme se aleja del centro del reactor, esto debido a la moderación de los neutrones por el grafito.

5.- CONCLUSIONES

Se diseñó el reactor subcrítico heterogéneo con sales fundidas a base de torio. Se obtuvo una k_{eff} para un combustible nuevo de 0.13 en el caso 1 y lo que respecta al caso 2 se obtuvo un valor

para la k_{eff} de 0.28. Con lo cual se puede garantizar que el reactor permanecerá subcrítico entre los porcentajes indicados.

En cuanto a los niveles de $H^*(10)$, las lecturas más altas en ambos casos se dan en el eje y, a punto de contacto, y se obtiene 2.1×10^{-3} pSv/Q con 2% de error, caso 1, en el caso 2 el valor es de 3.3×10^{-3} pSv/Q con 1.6 % de error. Ambos niveles son al punto de contacto con el reactor. Tomando el valor Q de la fuente como 4.6×10^7 n/seg se tiene que para el caso 1 la $H^*(10) = 0.34$ mSv/hr, en el caso 2 la $H^*(10) = 0.54$ mSv/hr.

Agradecimientos

Los autores DMC y PLHA agradecen al CONACYT por la beca otorgada para realizar los estudios de maestría.

REFERENCIAS

- Degweker, S. B. (2001). *Accelerator driven energy production: a comment*. Annals of Nuclear Energy, **28**, 1477-1483.
- Dietze, G. & Menzel, H. (1994). *Aspects of ICRP 60 and ICRU 47 relevant to individual monitoring of external exposure*. Radiation Protection Dosimetry, **54**, 167-173.
- Fan-Yi, O.; Chi-Hung, C. & Ji-Jung, K. (2014). *Long-term corrosion behaviors of Hastelloy-N and Hastelloy-B3 in moisture-containing molten FLiNaK salt environments*. Journal of Nuclear Materials, **446**, 81-89.
- Greaves, E. D.; Furukawa, K.; Sajo-Bohus, L. & Barros, H. (2012). *The case for the thorium molten salt reactor*. AIP Conference Proceedings, **1423**, 453-460.
- Hernandez-Adame, L.; Contreras-Sandoval, H.; Vega-Carrillo, H. R. & Landeros, L. H. P. (2011). *Design of a Treatment Room for an 18-MV Linac*. Nuclear Technology, **175**, 105-112.

- Leake, J. W. (1999). *The effect of ICRP (74) on the response of neutron monitors*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, **421(1)**, 365-367.
- Pelowitz, D. B. MCNPX user's manual version 2.5. 0. *Los Alamos National Laboratory*, 2005.
- Sajo-Bohus, L.; Barros, H.; Greaves, E. D. & Vega-Carrillo, H. R. (2015). *Graphite moderated ^{252}Cf source*. Applied Radiation and Isotopes.
- Serrano-López, R.; Fradera, J. & Cuesta-López, S. (2013). *Molten salts database for energy applications*. Chemical Engineering and Processing: Process Intensification, **73**, 87-102.
- Vega-Carrillo, H. R.; Esparza-Garcia, I. R. & Sanchez, A. (2015). *Features of a subcritical nuclear reactor*. Annals of Nuclear Energy, **75**, 101-106.
- Waris, A.; Permana, S.; Kurniadi, R.; Su'ud, Z. & Sekimoto, H. (2010). *Study on Equilibrium Characteristics of Thorium-Plutonium-Minor Actinides Mixed Oxides Fuel in PWR*. AIP Conference Proceedings, **1244**, 85-90.
- Yamamoto, T.; Mitachi, K.; Ikeuchi, K. & Suzuki, T. (2006). *Transient characteristics of small molten salt reactor during blockage accident*. Heat Transfer—Asian Research, **35**, 434-450.