

Generación y quemado de actínidos menores en flujo rápido de neutrones

José Ramón Ramírez Sánchez, Javier Palacios Hernández,
Gustavo Alonso Vargas, Eduardo Martínez Caballero

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera Mexico Toluca Km 36.5, Ocoyoacac Edo. De Mexico.

ramón.ramírez@inin.gob.mx, Javier.palacios@inin.gob.mx, Gustavo.alonso@inin.gob.mx, Eduardo.martínez@inin.gob.mx

RESUMEN

El principal problema del combustible nuclear gastado, es la radiación que emite por periodos de tiempo muy largos. Esta radiación se debe a que el combustible contiene isótopos radiactivos de diferentes elementos formados durante la irradiación del combustible, entre ellos se encuentran los actínidos menores, que se forman por captura neutrónica de los elementos que constituyen el combustible ya sea de uranio o plutonio. Estos radionúclidos causantes del campo de radiación del combustible gastado, pueden ser transmutados en isótopos estables ó fisiles si se someten a una posterior irradiación con neutrones rápidos. Este trabajo, evalúa por cálculo la cantidad de actínidos menores generada en el combustible nuclear y la cantidad que podría ser destruida en una posterior irradiación en la cual los actínidos menores se incorporan en combustible fresco. Los resultados muestran que el combustible de uranio en un reactor rápido genera muy pocos actínidos y que en el quemado de los mismos es menos eficiente que el combustible de plutonio.

PALABRAS CLAVE

Plutonio, Combustible nuclear, Actinides, Reactor

ABSTRACT

The main problem of spent nuclear fuel is the radiation it emits for very long periods of time. This radiation is due to the fact that the fuel contains radioactive isotopes of different elements formed during the irradiation of the fuel, among them are the minor actinides, which are formed by neutron capture of the elements that constitute the fuel, either uranium or plutonium. These radionuclides causing the radiation field of spent fuel can be transmuted into stable or fissile isotopes if they undergo subsequent irradiation with rapid or thermal neutrons. This work evaluates by calculation, the amount of minor actinides generated in nuclear fuel and the amount that could be destroyed in a subsequent irradiation in which minor actinides are incorporated into fresh fuel. The results show that uranium fuel in a fast reactor generates very few actinides and that in burning them it is less efficient than plutonium fuel.

KEYWORDS

Plutonium, Nuclear fuel, actinides, reactor

INTRODUCCIÓN

Existe en el mundo un gran interés por cerrar el ciclo de combustible, con el fin de aprovechar la energía remanente en el plutonio generado en los combustibles de uranio sometidos a irradiación en los reactores térmicos de agua ligera, esto ha dado lugar al desarrollo del combustible de plutonio y uranio llamado MOX,¹ utilizando este concepto de combustible MOX es posible aprovechar la energía contenida en el plutonio, que ya ha sido ampliamente utilizado en los reactores de agua ligera y también en los conceptos de reactores rápidos. Haciendo uso de esta experiencia se propone aquí un ensamble de combustible MOX del tipo utilizado en los actuales reactores rápidos para realizar cálculos de generación de actínidos y de su destrucción reciclando los actínidos menores en combustible nuevo.

Como herramienta de cálculo se utiliza un código de Monte Carlo llamado MCNP6, este código es de propósito general y energía continua, dependiente del tiempo y acoplamiento neutrón/fotón/electrón utilizado como código de transporte. El intervalo de energías para neutrones es de: 10^{-11} Mev a 20 Mev, y el intervalo para fotones y electrones es de: 1 kev a 1000 Mev y tiene como característica estándar, el cálculo de eigenvalores (k_{eff}) para sistemas fíisiles.

DESARROLLO

Se diseña primero la barra de combustible MOX utilizando pastillas cerámicas de óxidos mixtos con concentraciones de plutonio del orden del 20%, el plutonio utilizado es plutonio proveniente del combustible gastado de reactores de agua ligera, una vez definida la barra de combustible se define un arreglo para el ensamble, dicho arreglo es triangular, lo que nos lleva a definir un ensamble del tipo hexagonal conteniendo 127 barras en su interior y de datos de la literatura se le asigna una potencia de 4 MW y una longitud activa de 80 cm. Con esta información fue posible diseñar un concepto de ensamble combustible encapsulado en un canal de flujo de forma hexagonal.² La figura 1 muestra una sección transversal de la barra de combustible nuclear. El agujero central de la pastilla de combustible se debe a una previsión para la salida de gases de fisión de la pastilla hacia el pleno superior de la barra combustible, el material combustible es cerámico de UO_2 - PuO_2 con una densidad de 10.4 g/cm^3 y el material de encamisado es de acero inoxidable 316 de bajo carbón. El *gap* contiene He-4 a una presión de 2 bars con el fin de compensar la presión externa sobre la barra.

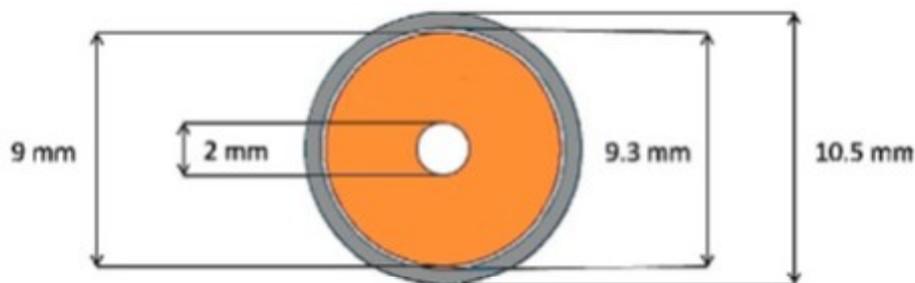


Fig. 1. Corte transversal de barra combustible.

Una vez obtenida la barra de combustible, es posible armar un ensamble de arreglo triangular en el interior de un canal hexagonal, como el utilizado en los ensambles de combustible de reactores rápidos³, obteniendo así el ensamble necesario para conceptualizar el núcleo completo. La figura 2 muestra el corte transversal del concepto de ensamble, que en total tiene un arreglo de 127 barras de combustible.

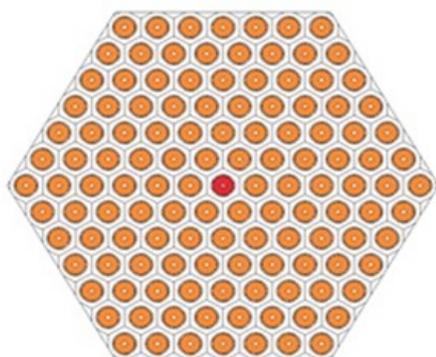


Fig. 2. Ensamble de combustible nuclear con 127 barras.

Utilizando el código de cómputo MCNP6 se modelaron las barras de combustible y el ensamble completo, de lo que sería en principio un ensamble de combustible para reactor rápido, esto se consigue evitando moderar los neutrones en el reactor, por lo que se incluye al sodio como refrigerante. Con la geometría propuesta y habiendo definido el combustible como UO₂ cerámico ó Oxido mixto de uranio plutonio, utilizando plutonio grado reactor, se realizaron corridas del Código MCNP6 para diferentes pasos de quemado y utilizando combustibles de plutonio y uranio enriquecido, los resultados se muestran en la sección 3 de este trabajo.

Los parámetros utilizados para el cálculo neutrónico del ensamble de combustible se dan en la tabla I.

Tabla I Parámetros del ensamble de combustible.

Potencia por ensamble	4.0 MWth
Ensamble de combustible	Hexagonal
Número de barras	127
Longitud activa	80 cm
<i>Pitch</i> de barra	14 mm
Diámetro externo de barra	10.5 mm
Diámetro externo de pastilla	9 mm
Diametro interno de pastilla	2 mm
<i>Gap</i>	0.75 mm
Espesor de encamisado	0.5 mm
Material de encamisado	SS-316L
Material combustible	MOX, Reactor Grade Pu
Concentración de Pu	23 %
Concentración de uranio Físil	.25 % from uranium tails
Densidad de combustible	10.4 g/cm ³
Espesor del canal Hexagonal	2 mm

El vector de composiciones de Actínidos menores se obtuvo de cálculos de quemado de combustibles de uranio enriquecido, utilizando el Código CASMO 4, ⁵ tabla II.

Tabla II Concentraciones de actínidos menores.

Isótopo	Np-237	Am-241	Am-243	Cm-244
% Peso	61.59	6.47	25.11	6.83

El vector de composiciones de los isótopos de plutonio fue tomado del documento Technical Series Report - 415 del IAEA, este corresponde a un quemado de 43000 Mwd/TU,⁴ tabla III.

Tabla III Concentraciones de plutonio grado reactor.

Isótopo	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
% Peso	1.6	60.13	24.5	8.8	5.0

RESULTADOS

Los resultados del cálculo neutrónico y quemado del ensamble, se obtuvieron considerando primero, que el combustible es uranio enriquecido al 25% de ²³⁵U para determinar su comportamiento en flujo rápido, en este caso se introdujo en el cálculo solamente el uranio enriquecido para determinar las cantidades de actínidos resultantes de la irradiación, tabla IV. Con el mismo modelo se calculó un segundo caso incluyendo un 6% de actínidos menores con la composición mostrada en la tabla II para evaluar la cantidad de actínidos quemados durante la irradiación.

Tabla IV Resultados para el combustible de uranio enriquecido (gramos)

Dos casos, uranio enriquecido y uranio enriquecido más 6% de actínidos

UOX	25% U físil		5% U físil+6%Ac	
Fuel	0 GWd/T	66.48 GWd/TU	0 GWd/TU	66.48 GWd/TU
U-235	15360	11460	14080	11140
U-238	38800	37310	38410	37200
Pu-238	0	1.773	0	129.8
Pu-239	0	1024	0	849.5
Pu-240	0	28.30	0	44.72
Pu-241	0	0.5081	0	0.768
Pu-242	0	0.006	0	5.751
Np-237	0	26.43	964.8	819.8
Am-241	0	0	249.2	202.9
Am-243	0	0	2364	2013
Cm244	0	0	262	480
TOTAL	Actínidos M		3840	3514

El segundo proceso de cálculo fue similar al anterior, en las mismas condiciones de quemado, esto es a 66.48 Mwd/TU solo cambiando el uranio enriquecido por Plutonio de grado reactor con concentraciones de 22% y composición como la descrita en la tabla III, los resultados se muestran en la tabla V.

Tabla V Resultados para combustible de plutonio grado reactor (gramos)
 Dos casos plutonio grado reactor y plutonio más 6% de actínidos menores

MOX	22% Pu		22%Pu+6%A	
Fuel	0 GWd/TU	66.48 GWd/TU	0	66.48 GWd/TU
U-235	118.4	80.66	265.3	184.8
U-238	39920	37940	37100	35320
Pu-238	189.3	146	181.4	499
Pu-239	8868	7525	8515	7271
Pu-240	3317	3451	3178	3285
Pu-241	1174	857	1125	824
Pu-242	579	582	555	562.6
Np-237		11.64	2001.0	1507.0
Am-241		99.5	210.2	249.4
Am-243		34.46	815.4	663.4
Cm244		4.32	221.9	306.8
TOTAL d	Actínidos M	149.92	3248.5	2733.8

CONCLUSIONES

Para el caso del combustible de uranio la cantidad de actínidos generada en el combustible fresco es solo de 26 gramos del Np-237, mientras que; para el plutonio grado reactor, es de 150 gramos con la principal contribución de los americios 241 y 243, lo que hace sentido ya que provienen de las capturas en los isótopos del plutonio.

Para el caso de quemado de actínidos, con respecto a la cantidad inicial agregada al combustible, en el combustible de uranio se quemaron 326 gramos de actínidos, (8.5%), mientras que en el caso del combustible de plutonio se quemaron 514 gramos (16%), en particular el Np-237.

Estos resultados permiten concluir que usar el combustible de plutonio para la transmutación de los actínidos menores lleva algunas ventajas sobre el combustible de uranio enriquecido y sería el más deseable a ser usado si el propósito principal es reciclar el combustible gastado en reactores rápidos por medio de la transmutación y quemado de actínidos menores.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, el apoyo proporcionado para la elaboración de este trabajo y participación en el congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana 2019.

REFERENCIAS

- 1.- Waltar Alan E. and Reynolds Albert B. Fast Breeder Reactors. New York Pergamon, (1981).
- 2.- World Nuclear Association/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx, <http://www.world-nuclear.org>. mayo (2018).

- 3.- G. Grasso, C. Petrovicha, K. Mikityukb, D. Mattiolia, F. Mannic, D. Gugiu, “Demonstrating the Effectiveness of the European IFR Concept: the Alfred Core Design”, IAEA-CN-199/312, Conference Paper IAEA, March (2013)
- 4.- International Atomic Energy Agency, “Status and Advances in MOX Fuel Technology”, IAEA Technical Report Series 415, Vienna (2003).
- 5.- J. Ramon Ramirez S., Raúl Pineda A., Gustavo Alonso, Javier Palacios H. Eduardo Martinez, “Minor Actinides Incineration in a Sodium Fast Reactor Subassembly”, PHYSOR 2018: Reactor Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, April 22-26, (2018)

