

Simulación Dinámica Simplificada de un Reactor Nuclear de Onda Viajera

H. Sánchez Mora^A, G. Espinosa-Paredes^{A*}, J.L. François^B

^AUAM-Iztapalapa, Área de Ingeniería en Recursos Energéticos.
09340, México D.F.

^{A*}Sabático en la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México
a través del Programa de Estancias Sabáticas del CONACyT.

^BUNAM, Facultad de Ingeniería.
Paseo Cuauhnáhuac 8532, Jiutepec, Morelos, 62550.

^Aheribertosanchez7@hotmail.com ; ^{A*}gepe@xanum.uam.mx ;
^Bjuan.louis.francois@gmail.com

R. López Solís^C

^CININ
Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa Ocoyoacac, México, 52750.

^Crcarlos.lope@gmail.com

Resumen

En este trabajo se presenta la onda de quemado del combustible nuclear en un reactor rápido de onda viajera (TWR), utilizando el modelo reducido de la ecuación de difusión neutrónica, considerando solo la componente axial, y las ecuaciones de la dinámica de los transuránicos de U-Pu y un radionúclido de Pu. Se consideran dos zonas críticas del reactor, una enriquecida con U-Pu denominada zona de ignición y la otra empobrecida o de U-238, nombrada zona de cría. Ocupando Na como refrigerante dentro del TWR, y Fe como material estructural; ambos se encuentran presentes tanto en la zona de ignición como de cría. Considerando como material fisil al Pu, ya que el U, por captura neutrónica, se transforma en Pu, aumentando así la cantidad de Pu más que la de U. A través de ello se entiende la estabilidad de quemado del combustible con la dinámica de onda. El cálculo de los resultados se aproximó numéricamente para determinar la evolución espacio-temporal del flujo neutrónico en este sistema y de los principales isótopos involucrados en el proceso de quema-cría.

1. INTRODUCCIÓN

En este trabajo se presenta el modelo reducido de difusión neutrónica para un tipo de reactor rápido o FR, por sus siglas en inglés (Fast Reactor) propuesto por *Pavlovich y col. (2007)* [4], con una variación dada por el modelo planteado por *Fomin y col. (2007)* [1], para el quemado de onda en un reactor de onda viajera (TWR, por sus siglas en inglés). Este tipo de reactor tiene una larga vida de operación en estado crítico y una alta capacidad de utilización de combustible, lo que reduce la cantidad de desechos radiactivos y el riesgo de proliferación. La operación de este tipo de reactor se basa en el desplazamiento de una onda de quemado nuclear (Nuclear Burning Wave) que parte de una “zona de ignición” y se desplaza axialmente por el núcleo a través de una “zona de cría”. La zona de ignición requiere una concentración relativamente alta de combustible fisible para que se lleven a cabo las primeras fisiones. Su composición consta de una mezcla de U^{238} enriquecido con ^{239}Pu ; la zona de cría, en cambio, requiere principalmente de combustible fértil, en este caso se utiliza uranio en proporciones naturales. Adicional al combustible, se considera que ambas zonas contienen Na como refrigerante y Fe como material estructural. Una corriente externa de neutrones se coloca sobre la zona de ignición durante los primeros 30 días de operación, su función es provocar las fisiones necesarias para la formación de las primeras transmutaciones ($^{238}U \rightarrow ^{239}U \rightarrow ^{239}Np \rightarrow ^{239}Pu$) y de ese modo formar la onda de quemado sin ninguna intervención externa.

Debido a la complejidad del modelo no estacionario, las ecuaciones se resuelven por el método de diferencias finitas para la ecuación de difusión neutrónica de forma implícita, y el método de Runge-Kutta 4^o orden para las ecuaciones de la dinámica de los transuránicos como también para los precursores.

2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO

El modelo considera un TWR con las características mostradas en la **Tabla I**, y con la imagen esquemática mostrada en la Figura 1.

Tabla I. Consideraciones para la simulación.

Geometría	Rectangular Homogéneo
Cantidad de regiones	2 Zonas; ignición y de cría
Combustible	Zona de ignición: ^{238}U (88%)- ^{239}Pu (12%) Zona de Cría: ^{238}U (100%)
Grupos de energía de neutrones	1
Número de precursores retardados de ^{239}Pu .	6
Refrigerante	Na
Material estructural	Fe
Método de solución	Difusión (P1) unidimensional
Fuente	Corriente externa J_{ex}

Las dimensiones del reactor, de la zona de cría e ignición y del flujo externo se muestra en la **Tabla II**.

Tabla II. Dimensiones del reactor y flujo externo.

Parámetro	Símbolo	Dimensión
Longitud del reactor*.	L	250cm
Longitud de la zona de ignición*.	L_{ig}	41cm
Longitud de la zona de cría*.	L_{cr}	209cm
Flujo externo de neutrones.	J_{ex}	$6 \times 10^{17} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$

*Valores extraídos de [6], excepto J_{ex} , ya que fue establecido empíricamente.

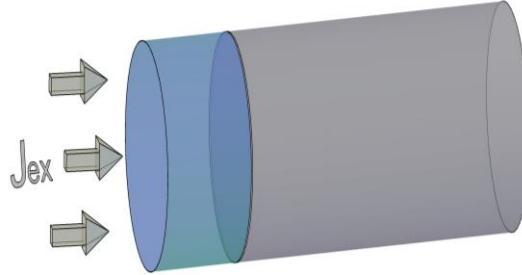


Figura 1. Imagen esquemática del TWR. En la zona de ignición solo cuenta con U-Pu (azul) y el flujo de neutrones incidiendo (J_{ex}), y la zona de cría con U (gris).

Dadas las consideraciones de la **Tabla I**, la ecuación de difusión neutrónica se puede mostrar de la siguiente manera,

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = D_{if} \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} - \Sigma_a \phi + (1 - \beta_{Pu}) \gamma \Sigma_f \phi + \lambda_{Pu}^I C_{Pu} \quad (1)$$

Tabla III. Simbología de la ecuación 1*.

Símbolo	Significado físico.
ϕ	Flujo neutrónico escalar.
Σ_a	Sección macroscópica de absorción.
Σ_f	Sección macroscópica de fisión.
$D_{if} = 1 / (3 \Sigma_{tr})$	Coefficiente de difusión.
Σ_{tr}	Sección macroscópica de transporte.
γ	Cantidad promedio de neutrones liberados por fisión.
v	Velocidad del grupo neutrónica de energía.
β_{Pu}	Fracción de neutrones retardados.
λ_{Pu}^I	Constante de decaimiento promedio de 6 precursores de ^{239}Pu .
C_{Pu}	Concentración de precursores de ^{239}Pu .

*Lamarsh y col. (2001) [2].

La composición del combustible cambia en el tiempo, generando los transuránicos en el ciclo de U-Pu, truncándolo hasta ²³⁹Pu.

La dinámica de las concentraciones de cada núclido bajo las consideraciones del quemado se muestra de la siguiente forma:

$$\frac{dN_{238}}{dt} = -\phi\sigma_a^{238}N_{238} - \lambda_{238}N_{238} \quad (2)$$

$$\frac{dN_{239}}{dt} = \phi\sigma_a^{238}N_{238} - \phi\sigma_a^{239}N_{239} - \lambda_{239}N_{239} \quad (3)$$

$$\frac{dN_{Np}}{dt} = \lambda_{239}N_{239} - \phi\sigma_a^{Np}N_{Np} - \lambda_{Np}N_{Np} \quad (4)$$

$$\frac{dN_{Pu}}{dt} = \lambda_{Np}N_{Np} - \phi\sigma_a^{Pu}N_{Pu} - \lambda_{Pu}N_{Pu} \quad (5)$$

$$\frac{dN_{Na}}{dt} = -\sigma_a^{Na}\phi N_{Na} \quad (6)$$

$$\frac{dN_{Fe}}{dt} = -\sigma_a^{Fe}\phi N_{Fe} \quad (7)$$

Tabla IV. Simbología de las ecuaciones 2, 3, 4, 5, 6 y 7.

Símbolo	Significado físico.
N_{238}	Concentración de ²³⁸ U.
N_{239}	Concentración de ²³⁹ U.
N_{Np}	Concentración de ²³⁹ Np.
N_{Pu}	Concentración de ²³⁹ Pu.
N_{Na}	Concentración de Na.
N_{Fe}	Concentración de Fe.
λ_{238}	Constante de decaimiento de ²³⁸ U.
λ_{239}	Constante de decaimiento de ²³⁹ U.
λ_{Np}	Constante de decaimiento de ²³⁹ Np.
λ_{Pu}	Constante de decaimiento de ²³⁹ Pu.
σ_a^{238}	Coefficiente de absorción microscópica de ²³⁸ U.
σ_a^{239}	Coefficiente de absorción microscópica de ²³⁹ U.
σ_a^{Np}	Coefficiente de absorción microscópica de ²³⁹ Np.
σ_a^{Pu}	Coefficiente de absorción microscópica de ²³⁹ Pu.

σ_a^{Na}	Coefficiente de absorción microscópica de Na.
σ_a^{Fe}	Coefficiente de absorción microscópica de Fe.

La concentración de los precursores retardados producidos de ^{239}Pu está dada por,

$$\frac{dC_{Pu}}{dt} = -\lambda_{Pu}^I C_{Pu} + \beta_{Pu} \gamma \sum_f \phi \quad (8)$$

2.1. Condiciones Iniciales y de Frontera

Las condiciones a la frontera para la ecuación de difusión se muestran a continuación,

$$\left(\phi - 2D_{if} \frac{\partial \phi}{\partial z} \right) \Big|_{z=0} = 2J_{ex}, \quad \left(\phi + 2D_{if} \frac{\partial \phi}{\partial z} \right) \Big|_{z=L} = 0$$

La condición inicial en el tiempo $t=0$, es correspondiente a un flujo neutrónico ϕ_0 distribuido en $0 \leq z \leq L$.

La condición inicial de la concentración de ^{238}U y ^{239}Pu en la zona de ignición,

$$N_{238} \Big|_{t=0} = N_{238_0}$$

$$N_{Pu} \Big|_{t=0} = N_{Pu_0}$$

y para la zona de cría,

$$N_{238} \Big|_{t=0} = N_{238_x}$$

$$N_{Pu} \Big|_{t=0} = 0$$

Las concentraciones de Na y Fe inicialmente $\forall z$ son,

$$N_{Na} \Big|_{t=0} = N_{Na_0}$$

$$N_{Fe} \Big|_{t=0} = N_{Fe_0}$$

En ambas zonas la concentración de los núclidos restantes son cero.

La concentración inicial de precursores retardados en la zona de ignición,

$$C_{Pu} \Big|_{t=0} = \frac{\beta_{Pu} \gamma \sum_f \phi_0}{\lambda_{Pu}^I}$$

2.1.1. Método de solución y resultados numéricos

Para la solución numérica de la ecuación 1, se discretiza con el método de diferencias finitas [5] en un esquema totalmente implícito, resolviendo una matriz tridiagonal con el algoritmo de Thomas [3]. Las condiciones a la frontera se discretizan descartando la derivada central, lo cual facilita su evaluación. Para las ecuaciones 2, 3, 4, 5 y 6, se recurre al método de Runge-Kutta de 4^{to} orden [5], acoplando todo el sistema de ecuación por cada nodo y paso temporal.

La simulación se realizó con la cantidad de 250 nodos en la componente axial y un paso de integración temporal de $\Delta t = 1s$.

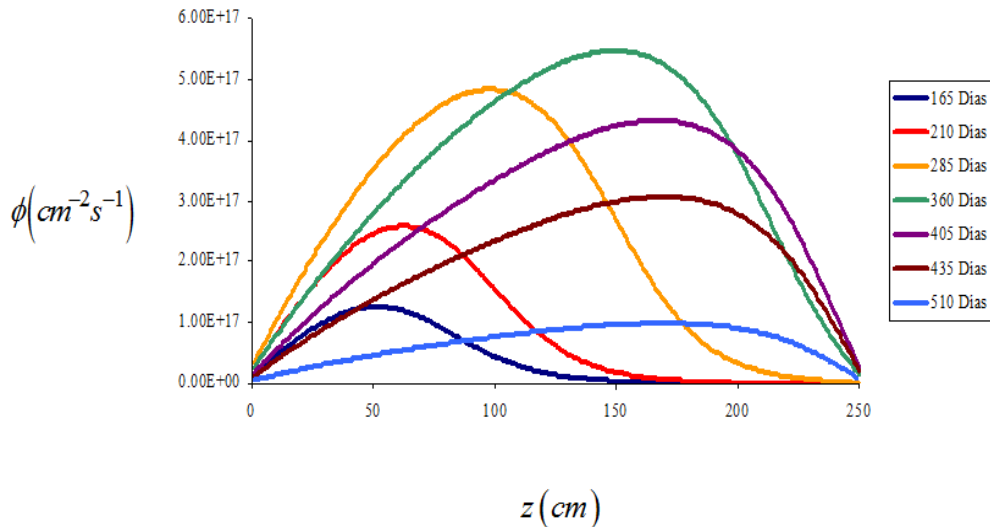


Figura 2. Flujo neutrónico.

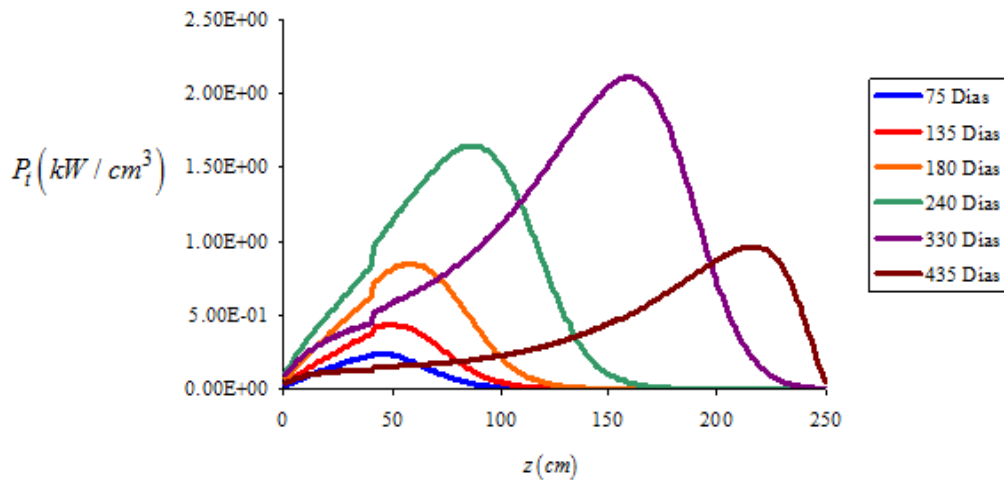


Figura 3. Densidad de potencia térmica.

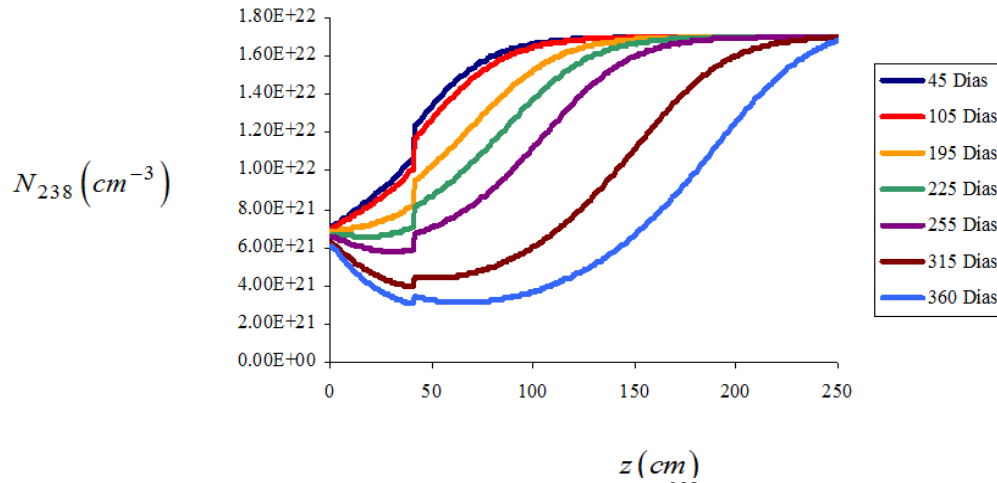


Figura 4. Concentración de ^{238}U .

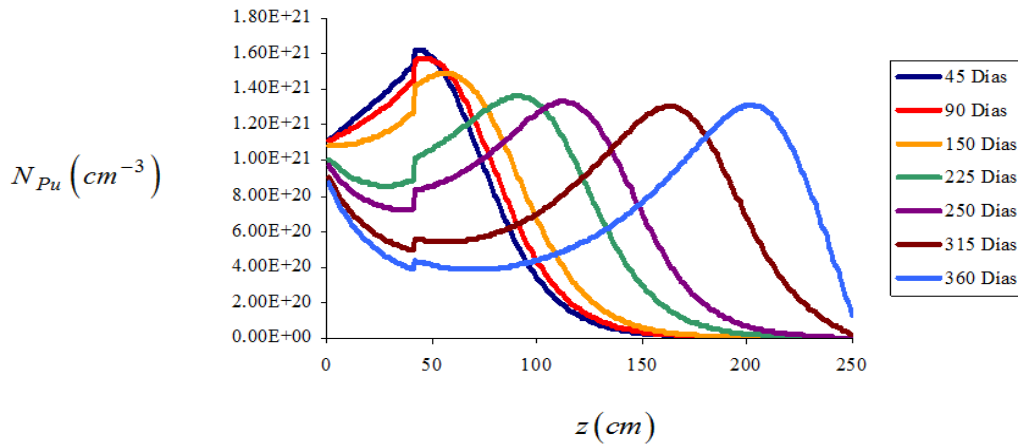


Figura 5. Concentración de ^{239}Pu .

4. CONCLUSIONES

La traslación de la onda se simuló durante de 600 días, después de ese tiempo transcurrido los valores obtenidos por el flujo neutrónico como la densidad de potencia térmica son despreciables comparados con los obtenidos en días anteriores. Por lo dicho, el reactor tiene una operación de 1.64 años.

En la Figura 3 se observa que la distribución de potencia térmica alcanza picos alrededor de 1 kW/cm^3 , y se puede inferir que habría temperaturas altas en el sistema y afectaría los materiales, esto se debe a que se genera potencia en sólo una sección del núcleo, y eso nos indica que sería necesario tener sumo interés y cuidado en el diseño del sistema de refrigeración termohidráulico.

REFERENCIAS

1. S. M. Fomin, Yu P. Mel'nik, V.V. Pilipenko and N.F. Shul'ga. "Self-sustained Regime of Nuclear Burning Wave in U–Pu Fast Reactor with Pb–Bi Coolant.", Kharkov, *Ukraine: Problems of Atomic Science and Technology.*, **N3** (1), p. 156-163 (2007).
2. J. Lamarsh and A. Baratta., *Introduction to Nuclear Engineering*, Prentice Hall, New Jersey, U.S. (2001).
3. S. Patankar, *Numerical Heat Transfer and Fluid Flow*, McGraw-Hill, New York, U.S. (1980).
4. V. N. Pavlovich, E. N. Khotyaintseva, V. D. Rusov, V. N. Khotyaintsev, A. S. Yurchenko, "Reactor operating on a slow wave of nuclear fission.", *Ukraine: Atomic Energy*, **Vol. 102.**, p. 151–158 (2007).
5. Dennis G. Hill, Michael R. Cullen, *Matemáticas avanzadas para ingeniería*, Mc Graw Hill, D.F., México, (2008).
6. Robreto Carlos López, Juan Luis François. "Neutronic Design of a Traveling Wave Reactor Core". 17th Pacific Basin Nuclear Conference. Cancún, Q.R., México, October 24-30, 2010.