

# Acoplamiento y simulación de difusión neutrónica y termo-fluido en el reactor ELFR

Heriberto Sánchez Mora, Juan Luis François Lacouture,  
Sergio Quezada García

A B CUNAM Facultad de Ingeniería, CDMX

heribertosanchez7@hotmail.com

Marco Antonio Polo Labarrios

UAM - Cuajimalpa

Raimon Pericas

Universitat Politècnica de Catalunya, Barcelona

## RESUMEN

*Este trabajo muestra el análisis de seguridad del reactor nuclear ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor) en escenario de pérdida de refrigerante con un acoplamiento de la ecuación de difusión neutrónica y los efectos térmicos de las barras de combustible del reactor, el cual consta de 8 zonas o anillos del núcleo y es enfriado por plomo líquido. La retroalimentación entre los efectos de difusión neutrónica con los térmicos por efecto Doppler se obtuvieron utilizando las secciones eficaces, velocidad del neutrón y coeficientes de difusión en función de la temperatura promedio del combustible, tomadas del código SERPENT. Se consideró un modelo bidimensional para un núcleo homogéneo y de un solo grupo de energía, mientras que se supuso que la transferencia de calor en la barra de combustible es unidimensional.*

## PALABRAS CLAVE

Difusión neutrónica, reactor, núcleo, calor, barra de combustible.

## ABSTRACT

*This work shows the safety analysis of the ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor) nuclear reactor in a refrigerant loss scenario with a coupling of the neutron diffusion equation and the thermal effects of the reactor fuel rods, the which has 8 zones or rings and is cooled by liquid lead. The feedback among the effects of neutron diffusion with the thermal ones by Doppler effect, was obtained with the effective sections, neutron velocity and diffusion coefficients were used depending on the average fuel temperature, taken from the SERPENT code. A two-dimensions model for a homogeneous nucleus and a single energy group, while heat transfer in the fuel rod was assumed to be one-dimensional.*

## KEYWORDS

Neutronic diffusion, reactor, nucleus, heat, fuel bar.

## INTRODUCCIÓN

El reactor ELFR (Europe Lead-cooled Fast Reactor) pertenece a la IV generación de reactores nucleares que forman parte de los reactores LFR (Lead-

cooled Fast Reactors), que son investigados por la Unión Europea con el fin de enfrentar los futuros retos en el suministro energético como también los problemas ambientales de efectos invernadero.<sup>1</sup> Este tipo de reactores están basados en trabajos previos de reactores enfriados con plomo líquido, como lo es la configuración del reactor ELSY y el reactor ALFRED. El ELFR tiene también como objetivo incrementar la seguridad ante accidentes severos.<sup>2</sup>

Las características técnicas han sido basadas en la configuración previa y verificada del reactor ELSY.<sup>1</sup> Los parámetros generales del núcleo son los mostrados en la tabla I.

Tabla I. Parámetros Generales<sup>1</sup>

Parámetro	ELFR
Potencia térmica	1500 M
Geometría del arreglo de ensambles	Hexagonal
Número de ensambles	427
Número de barras/ensamble	169
Longitud de la zona activa	140 cm
Radio de la zona activa	240 cm
Velocidad del Refrigerante	1.53 m/s

Por otro lado, las barras de combustible cuentan con una perforación en el centro que varía su dimensión dependiendo de la zona del reactor. Para 157 ensambles de la zona interna se tiene una perforación de 4 mm de diámetro, mientras para 270 ensambles en la zona externa se tiene una perforación de 2 mm de diámetro. Dicha perforación tiene como objetivo reducir el perfil de temperatura y evitar el daño al núcleo a medida que se muestre un aumento de potencia considerable.<sup>1</sup> Las dimensiones de las barras se presentan en la tabla II.

Tabla II. Parámetros Generales<sup>1</sup>

Parámetro	
Distancia entre barras	15 mm
Diámetro externo del encamisado	10.5 mm
Diámetro interno del encamisado	9.3 mm
Diámetro externo del combustible	9.0 mm
Diámetro interno del combustible	4.0/2.0 mm (interno/externo)
Material del combustible	MOX
Material del encamisado	T91

Para la implementación matemática en el modelo de difusión neutrónica, las secciones eficaces, velocidad del neutrón, coeficiente de difusión y los parámetros de los precursores son extraídos de SERPENT, donde previamente se ha simulado el reactor ELFR a diferentes temperaturas promedio del combustible: 600 K, 900 K y 1500 K, para las diferentes regiones radiales del núcleo (8 regiones). Debido a que se trata de una temperatura promedio es útil considerar un canal promedio para resolver los modelos matemáticos y observar el comportamiento tanto del flujo neutrónico como del campo de temperatura en el combustible en

una barra promedio. Debido a que se consideran dos tipos de perforaciones en las barras de combustible en diferentes zonas solo se considera la barra con 2 mm de diámetro interno en el combustible. El modelado se realiza con el ELFR como reactor homogéneo dividido en 8 anillos. A continuación se muestran los modelos y las consideraciones en las condiciones de frontera e iniciales.

## MODELO MATEMÁTICO

### Difusión neutrónica

La ecuación de difusión neutrónica para el modelo del reactor ELFR es de manera transitoria y en dos dimensiones, considerando la contribución de los precursores y un solo grupo de energía;

$$\frac{\partial \phi(z, r, t)}{\partial t} = D \frac{\partial^2 \phi(z, r, t)}{\partial z^2} + \frac{D}{r} \left( \frac{\partial}{\partial r} \left( \frac{r \partial \phi(z, r, t)}{\partial r} \right) \right) \quad (1)$$

$$+ \left( (1 - \beta_{eff}) \gamma \Sigma_f - \Sigma_a \right) \phi(z, r, t) + \langle \lambda \rangle C(z, r, t)$$

$$\frac{\partial C(z, r, t)}{\partial t} = \gamma \beta_{eff} \Sigma_f \phi(z, r, t) - \langle \lambda \rangle C(z, r, t) \quad (2)$$

Donde,  $\phi$  es el flujo neutrónico escalar,  $z$  corresponde a la componente axial,  $r$  es el componente radial,  $t$  es la componente temporal,  $D$  es el coeficiente de difusión,  $v$  es la velocidad del neutrón,  $\beta_{eff}$  es la fracción de neutrones retardados totales,  $\gamma$  son los neutrones producidos promedio por fisión,  $\Sigma_f$  sección macroscópica de fisión,  $\Sigma_a$  sección eficaz macroscópica de absorción,  $\langle \lambda \rangle$  coeficiente de decaimiento promedio de precursores y  $C$  es la concentración de precursores.

Para la fracción de neutrones retardados y los coeficientes de decaimiento, se consideran 9 precursores, los cuales son aglomerados en promedio como se muestra en las ecuaciones 3 y 4.

$$\beta_{eff} = \sum_{i=1}^9 \beta_i \quad (3)$$

$$\langle \lambda \rangle = \frac{\beta_{eff}}{\sum_{i=1}^9 \beta_i / \lambda_i} \quad (4)$$

donde  $\beta$  es el la fracción del precursor,  $\lambda$  es el coeficiente de decaimiento, y el subíndice  $i$  es el número del precursor.

La ecuación 1 está sujeta a las siguientes condiciones iniciales y de frontera,

Condición inicial:

$$\phi(z, r, t = 0) = \phi_0 \quad \forall r, z \quad (5.a)$$

Condiciones de frontera en la componente radial:

$$\left. \frac{\partial \phi}{\partial r} \right|_{r=0} = 0 \quad \left( \phi + 2 \left( \frac{1-B}{1+B} \right) D \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) \Big|_{r=R_r} = 0 \quad (5.b)$$

Condiciones de frontera en la componente axial:

$$\left( \phi - 2 \left( \frac{1-B}{1+B} \right) D \frac{\partial \phi}{\partial z} \right) \Big|_{z=0} = 0 \quad \left( \phi + 2 \left( \frac{1-B}{1+B} \right) D \frac{\partial \phi}{\partial z} \right) \Big|_{z=L} = 0 \quad (5.c)$$

$\phi$  es un flujo de neutrones inicial,  $R_r$  es el radio del reactor,  $L$  es la longitud del reactor,  $B$  es la fracción del flujo de neutrones que regresan al núcleo por albedo del material reflectante de neutrones.

La condición inicial de la ecuación 2 es,

$$C(z, r, t = 0) = C_o \quad (5.d)$$

$C_o$  es la densidad de precursores inicial.

Para determinar la potencia total generada por el reactor se utiliza la ecuación 6,

$$P = ff \cdot E_r \cdot \sum_f \int_V \phi(z, r, t) dV \quad (6)$$

$P$  es la potencia total del reactor,  $ff$  es la fracción del volumen de combustible dividido entre el volumen total del reactor; este coeficiente es añadido debido a que solo se realiza fisión en el combustible,  $E_r$  es la energía liberada por fisión,  $V$  es el volumen del reactor.

Para tener un perfil de densidad de potencia axial promedio se estima con la ecuación 7, haciendo promedios radiales en diferentes posiciones axiales, esto útil para localizar la temperatura promedio del reactor, ya que la retroalimentación de las secciones eficaces radica en la temperatura promedio del combustible,

$$q'''(z) = 2 \cdot E_r \cdot \sum_f \frac{\int_0^{R_r} \phi(z, r, t) r dr}{R_r^2} \quad (7)$$

$q'''(z)$  es el perfil de densidad de potencia promedio en la dirección axial.

### Transferencia de calor

La transferencia de calor se aplica a una barra de combustible usando la densidad de potencia promedio (ecuación 7) para obtener la temperatura promedio del combustible. El modelo de transferencia de calor para la barra solo se considera con la componente radial, debido a que se contempla que la transferencia de calor tiene mayor relevancia en ésta.

Se resuelve dicho modelo radial en diferentes niveles axiales para considerar el perfil de potencia axial promedio. Las ecuaciones 8, 9 y 10, muestran la descripción de la temperatura de la barra de combustible,

$$C_p \rho_f \frac{\partial T_f}{\partial t} = \frac{k_f}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial T_f}{\partial r} \right) + q'''(z) \quad (8)$$

$$0 = \frac{k_g}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial T_g}{\partial r} \right) \quad (9)$$

$$C_p \rho_c \frac{\partial T_c}{\partial t} = \frac{k_c}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial T_c}{\partial r} \right) \quad (10)$$

$C_p$  es la capacidad calorífica,  $\rho$  es la densidad,  $k$  es la conductividad térmica y  $T$  es la temperatura. Los subíndices  $f$ ,  $g$  y  $c$ , son usados para asociar las propiedades al combustible, a la holgura y al encamisado, respectivamente.

Las ecuaciones. 8, 9 y 10, tienen las siguientes condiciones de frontera,

Condiciones de frontera de la ecuación. 8,

$$\left. \frac{\partial T_f}{\partial r} \right|_{r_{in}} = 0 \quad T_f|_{r_f} = T_g|_{r_f} \quad (11.a)$$

Condiciones de frontera de la ecuación 9,

$$T_g|_{r_f} = T_f|_{r_f} \quad T_g|_{r_g} = T_c|_{r_g} \quad (11.b)$$

Condiciones de frontera de la ecuación 10,

$$T_c|_{r_g} = T_g|_{r_g} \quad -k_c \left. \frac{\partial T_c}{\partial r} \right|_{r_{rod}} = h_l \left( T_c|_{r_{rod}} - T_l(z) \right) \quad (11.c)$$

$r_{in}$  es el radio interno del combustible,  $r_f$  es el radio externo del combustible,  $r_g$  es el radio interno del encamisado,  $r_{rod}$  es el radio externo del encamisado,  $h_l$  es el coeficiente convectivo de transferencia de calor del plomo líquido y  $T_l(z)$  es la temperatura del plomo líquido con dependencia axial.

Las condiciones iniciales en las temperaturas en los componentes de la barra de combustible son,

C.I. de las ecuaciones 8, 9 y 10, respectivamente,

$$T_f = 1400.0 \text{ K} \quad \forall r_{in} < r < r_f \quad (12.a)$$

$$T_g = 1000.0 \text{ K} \quad \forall r_f < r < r_g \quad (12.b)$$

$$T_c = 800.0 \text{ K} \quad \forall r_g < r < r_{rod} \quad (12.c)$$

### Transporte de calor por el termofluido

El transporte de calor por el termo-fluido (plomo) se modela de manera unidimensional y transitoria con la siguiente ecuación,

$$Cp_l \rho_l \left( \frac{\partial T_l}{\partial t} + v_l \frac{\partial T_l}{\partial z} \right) = \frac{2\pi r_f^2 q'''(z)}{A_f} \quad (13)$$

donde  $l$  denota las propiedades del plomo y  $A_f$  es el área de flujo del fluido, la cual es igual a la siguiente expresión,

$$A_f = \left( \frac{\sqrt{3}}{2} L_{pitch} - \pi r_{rod}^2 \right) \quad (14)$$

donde  $L_{pitch}$  es la distancia entre barras.

Como condiciones frontera e inicial para la ecuación 13 se tiene,

Condición de frontera,

$$T_l|_{z=0} = T_{lo} \quad (15.a)$$

Condición inicial,

$$T_l = 650.0 \text{ K} \quad \forall z \quad (15.b)$$

donde  $T_{lo}$  es la temperatura de entrada de entrada del refrigerante.

Para una aproximación del fenómeno se estima una velocidad del plomo constante a través del canal.

Para el cálculo del coeficiente convectivo del plomo mencionado en la ecuación 11.c se establece la siguiente correlación del número de Nusselt para geometría hexagonal,<sup>2</sup>

$$Nu = 7 + 0.025(\text{Pr Re})^{0.8} \quad (16)$$

donde Pr es el número de Prantl y Re es el número de Reynolds ambos para el plomo.

### SOLUCIÓN NUMÉRICA Y RESULTADOS

El método de solución para las ecuaciones: 1, 8, 9, 10 y 13, es una aproximación mediante el método de diferencias finitas implícito.<sup>3</sup> A diferencia de las demás ecuaciones mencionadas, la aproximación de la ecuación. 1 está bajo el esquema implícito de dirección alternante (IDA),<sup>3</sup> el cual permite resolver ecuaciones diferenciales parciales parabólicas en dos dimensiones espaciales con el uso de matrices tridiagonales. La ecuación 2, es resuelta por el método de Euler;<sup>3</sup> y las ecuaciones 1, 8, 9, 10 y 13, una vez discretizadas, la matriz de coeficientes para cada ecuación es resuelta mediante el algoritmo de Thomas.<sup>4</sup>

Debido a que se obtuvieron valores de secciones eficaces y parámetros de los precursores evaluados en temperaturas promedio del combustible de 600 K, 900 K y 1500 K, para cada uno de los 8 anillos del reactor, se utiliza una interpolación entre los valores para tener continuidad de los datos cuando se tiene la variación de la temperatura del combustible.

Para la nodalización de la ecuación 1 se utilizó 24 nodos axiales y 24 nodos radiales, por lo que la densidad de potencia promedio axial cuenta con 24 nodos. Para el combustible en la barra de combustible, ecuación 8, se consideraron 13 nodos radiales, 3 nodos para la ecuación 9 y 4 nodos para la ecuación 10. Ya que la distribución de potencia axial promedio cuenta con 24 nodos, la ecuación 13 se discretiza con la misma cantidad de nodos. Con un paso de integración temporal de  $\Delta t=0.00001$ s. El valor de B se estima para lograr criticidad con la potencia térmica nominal del reactor. Las propiedades del combustible se pueden ver referenciadas en el trabajo de Carbajo.<sup>5</sup> Las propiedades del plomo son extraídas de Sobolev,<sup>6</sup> las propiedades del encamisado hecho de T91 citadas de Getachew,<sup>7</sup> las propiedades del huelgo son extraídas de Lamarsh.<sup>8</sup>

En la figura 1 se muestra el flujo neutrónico del núcleo del reactor y en la figura 2 se muestra el campo de temperaturas de la barra de combustible, ambas figuras en estado estable con el uso de las librerías de OpenGL para su visualización. El estado estable se alcanza a los 30 s de simulación.

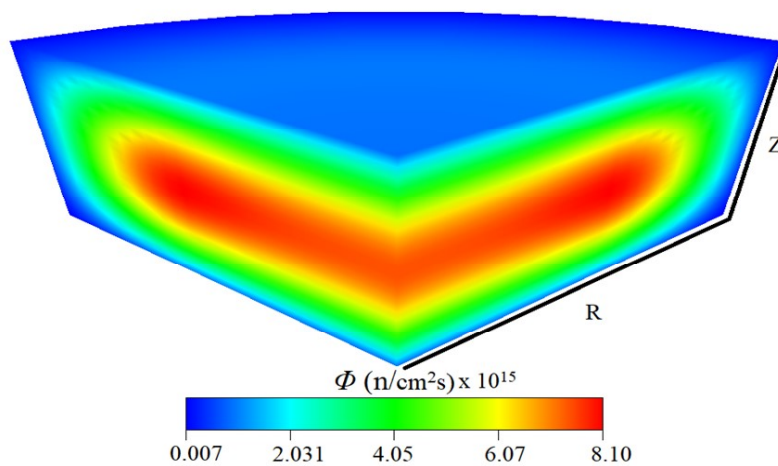


Fig. 1. Flujo neutrónico en estado estable del ELFR.

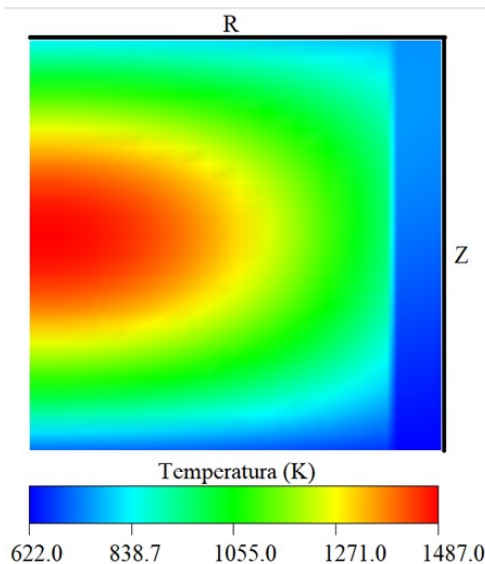


Fig. 2. Campo de temperaturas en estado estable de la barra de combustible.

En las figuras 3, 4 y 5, se muestran los distintos escenarios transitorios para el flujo de refrigerante, tanto fluctuación como aumento del mismo una vez conseguida la criticidad y el estado estable del sistema. La figura 3 muestra el cambio en la temperatura máxima de la barra de combustible promedio, debido a que se tiene que la temperatura máxima en el centro de la barra, ya que resulta fácil ubicarla gracias a la figura 2. La figura 4 muestra el cambio en la potencia térmica y la figura 5 el cambio en la temperatura promedio del refrigerante.

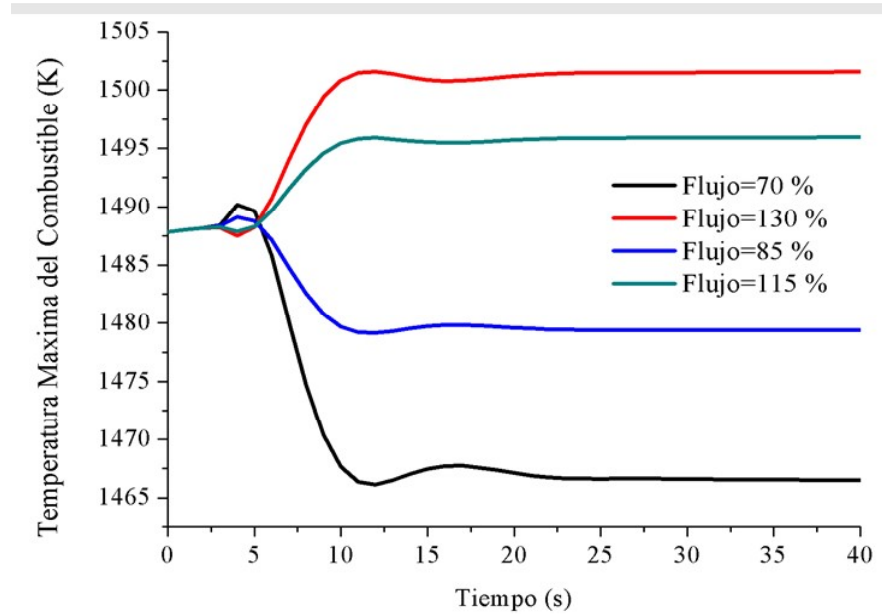


Fig. 3. Variación de la temperatura máxima del combustible en función al flujo de refrigerante.

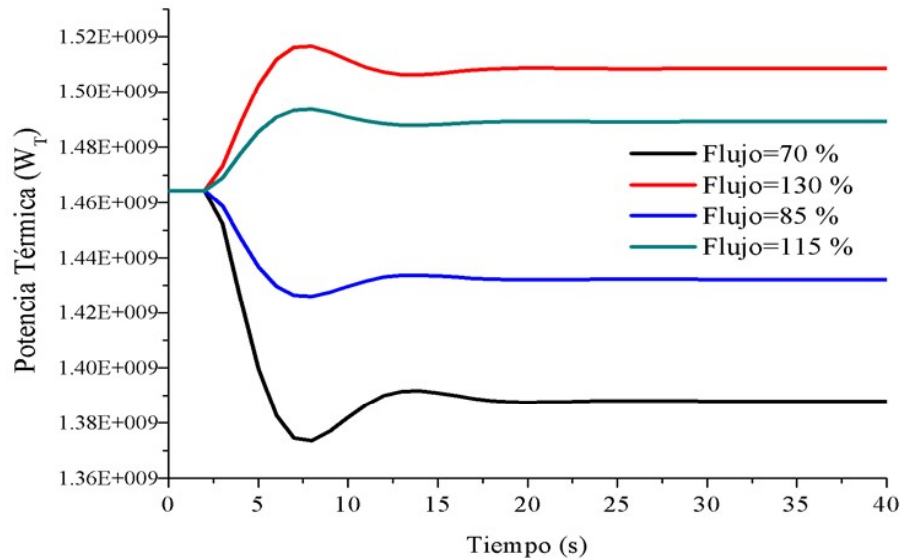


Fig. 4. Variación de la potencia térmica en función del flujo de refrigerante.



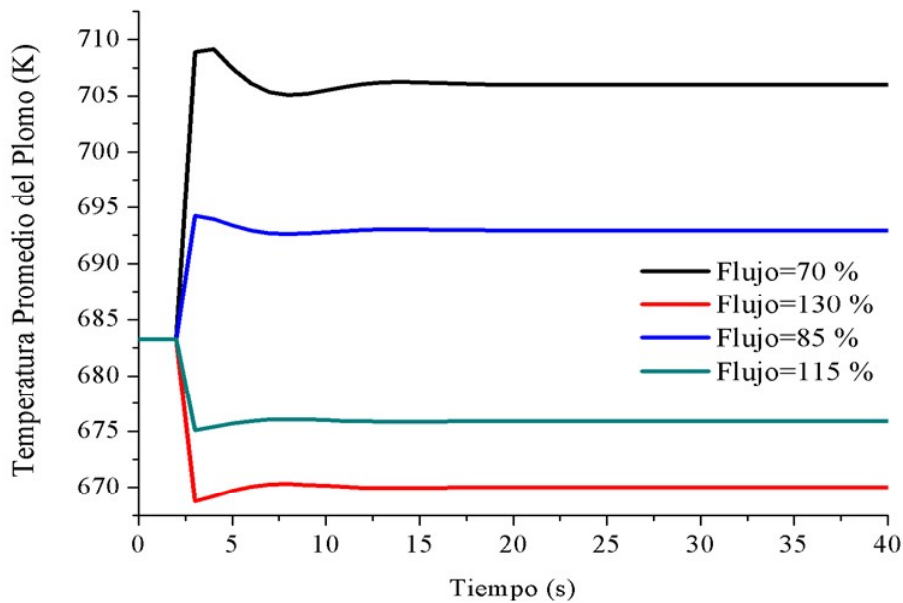


Fig. 5. Variación de la temperatura promedio del refrigerante en función de su flujo.

## CONCLUSIONES

Con base a los resultados obtenidos, la ventaja de la simulación con la ecuación de difusión neutrónica y su retroalimentación con la temperatura del combustible, es la capacidad de integrar las diferentes regiones del núcleo para el análisis de transitorios, como se puede observar en la figura 1. El campo del flujo neutrónico converge en un estado estable de criticidad. Dicho estado de criticidad es logrado después de 30 s de simulación. Los resultados transitorios responden a la dinámica, debido a que al disminuir la cantidad de flujo del refrigerante hay un aumento en la temperatura en el combustible de forma instantánea pero se ve regulada gracias al efecto Doppler; el cual disminuye las secciones eficaces macroscópicas de fisión y aumenta las secciones eficaces macroscópicas de absorción, dando paso a una disminución de potencia, autorregulándose el reactor y empiece a disminuir como se observa en la figura 3. En el caso contrario, donde hay aumento de refrigerante, el combustible al disminuir su temperatura de forma instantánea hay un aumento de potencia en el reactor, ya que las secciones eficaces macroscópicas de fisión aumentan y las de absorción disminuyen, posteriormente, debido al aumento de potencia la temperatura del combustible aumenta de manera paulatina, como se observa en la figura 3.

Como se tienen en los resultados en una variación de  $\pm 30\%$  en la cantidad de flujo del refrigerante, el combustible no se ve comprometido en daño de fundición o de alguna temperatura que perjudique al encamisado, pues la variación de temperatura con las fluctuaciones simuladas muestran un aumento en la temperatura máxima del combustible nominal de aproximadamente 10 K, lo cual revela que el ELFR está lejos de daño ante este tipo de escenarios.

## REFERENCIAS

1. Döderlein C., Tuček K., Grasso G., Alemberti A., “Definition of the ELFR Core And Neutronic Characterization”, European Commission, (2013).
2. Espinosa-Paredes Gilberto, François J. L., Sánchez-Mora H., Pérez Valseca-Alejandría D., Martín-del-Campo Cecilia, “Study on the Temperature Distributions in fuel Assemblies of Lead-cooled Fast Reactors”, México, Int. J. Nuclear Energy Science and Technology, Vol. 11, p.185-203 (2017).
3. Chapra Steven C., Canale Raymond P., “Métodos Numéricos para Ingenieros”, p. 859-885 Mc Graw Hill, Ciudad de México, México (2007).
4. S. Patankar, Numerical Heat Transfer and Fluid Flow, McGraw-Hill, New York, U.S. (1980).
5. Carbajo, J., Yoder, G., Popov, S., Ivanov, V, A review of the thermophysical properties of MOX and UO<sub>2</sub> fuels. Journal of Nuclear Materials, Vol. 299: 181-198 (2001).
6. Sobolev, V.P., Schuurmans, P. and Benamati, G. ‘Thermodynamic properties and equation of state of liquid lead and lead–bismuth eutectic’, Journal of Nuclear Materials, Vol. 376, pp.358–362 (2008).
7. Tibba Getachew, Modeling the Inelastic Behavior of Heat Exchangers Accounting for Fluid-Structure Interactions, Bedele, Etiopía, p. 82 (2013).
8. J. Lamarsh and A. Baratta., Introduction to Nuclear Engineering, Prentice Hall, New Jersey, U.S. p. 755 (2001).

