

Modelo para el Análisis de Transitorios y de Estabilidad de un Reactor BWR con Combustible de Torio

Alejandro Núñez Carrera

*Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
Dr. Barragán 779, Col Narvarte 03020 México D. F.*

*Universidad Nacional Autónoma de México-Facultad de Ingeniería
Pase Cuauhnáhuac, 8532, 62550 Jiutepec, Mor. México.
anunezc@cnsns.gob.mx*

Gilberto Espinosa Paredes

*Universidad Autónoma Metropolitana- Iztapalapa
Av. San Rafael Atlixco 186, Col Vicentina, 09340, México DF, México
gepe@xanum.uam.mx.*

Juan Luis François Lacouture

*Universidad Nacional Autónoma de México-Facultad de Ingeniería
Pase Cuauhnáhuac, 8532, 62550 Jiutepec, Mor. México.
jlfl@fi-b.unam.mx.*

Resumen

En este trabajo se describe brevemente el modelo termohidráulico y neutrónico utilizado para simular el comportamiento de un núcleo de torio-uranio bajo distintas condiciones de operación. El núcleo analizado fue diseñado con base a ensambles que operan bajo el concepto de cobija-semilla. El modelo fue probado a condiciones de estado estacionario y estado transitorio. Aquí se presenta únicamente la simulación del un SCRAM manual y es comparado en el comportamiento de un núcleo con UO_2 . Adicionalmente se realizó un análisis de estabilidad tomando en cuenta las cuatro esquinas que definen la zona de estabilidad del mapa caudal-potencia y a condiciones de 100% de flujo y 100% de potencia. El módulo de estabilidad está basado en el modelo de Lahey y Podowsky para estimar las caídas de presión durante una perturbación. Se concluye que el comportamiento de este núcleo no es muy diferente al mostrado por los núcleos cargados con el combustible de UO_2 .

1. INTRODUCCIÓN

El uso del torio como combustible nuclear en reactores de agua ligera (LWR) ha tomado un nuevo interés debido a las ventajas potenciales que ofrece. Una de las ventajas es que es más resistente a la proliferación y tiene una menor producción de actínidos de larga vida media comparado con los ciclos de combustible de uranio y plutonio [1, 2].

En previos trabajos, un diseño innovador de combustible de torio-uranio bajo el concepto de cobija-semilla fue presentado. Adicionalmente se alcanzó un ciclo de equilibrio bajo un patrón de recarga presentado en la referencia [2,3,4]. La idea detrás de este diseño es hacer uso de la capacidad de conversión de Th-232 a U-233 en un espectro de un BWR. El concepto de cobija-semilla involucra que el material fértil (Th-232) y el material fisil (U-235) se encuentran localizados en el mismo ensamble.

En este trabajo el comportamiento dinámico de un núcleo de torio-uranio es analizado. La segunda sección de este trabajo es una breve descripción del sistema. En la tercera sección se discute el modelo de un BWR típico, así como el modelo termohidráulico y neutrónico utilizado. La sección 4 muestra el comportamiento del reactor durante un SCRAM manual y es comparado con el comportamiento de un núcleo de UO₂. El trabajo concluye con un análisis de la región de inestabilidad típica de un BWR y las conclusiones.

2. DESCRIPCIÓN DEL SISTEMA

La configuración del BWR y las trayectorias de flujo del modelo se muestran en la Figura 1. El sistema de recirculación requerido consiste de dos circuitos externos. Cada circuito contiene una bomba, una válvula de control y dos válvulas de corte. Las bombas de chorro localizadas en la parte interna de la vasija proporcionan una trayectoria de flujo interno hacia el núcleo del reactor. Las bombas de recirculación succionan de la parte interior del anillo que forman la envoltura del núcleo y la vasija del reactor.

El agua de enfriamiento pasa a través de los ensambles combustibles donde hierve y se convierte en una mezcla de dos fases, agua/vapor. El fluido en dos fases genera un flujo hacia la zona del separador secador y posteriormente el vapor seco es canalizado a través de las líneas de vapor hacia el turbogenerador. El flujo de agua que proviene del separador-secador fluye hacia la parte inferior del *downcomer*.

3. MODELO CONCEPTUAL

La vasija del reactor fue dividida en cinco zonas. Dos de estas zonas son variables. El domo de la vasija y el *downcomer* tienen volumen variable de acuerdo al nivel de refrigerante en la vasija. Los restantes son volúmenes fijos y son: el plenum inferior que incluye las bombas de chorro; el plenum superior y separador de vapor; y finalmente el núcleo del reactor. El núcleo del reactor es modelado como un canal dividido en 12 nodos axiales. El modelo es completado introduciendo los lazos de recirculación, cinética neutrónica y modelo de transferencia de calor. Adicionalmente el modelo usa un conjunto empírico de correlaciones validados en el rango de operación de un BWR.

La estructura del código está formada por dos grandes módulos, uno de ellos se basa en modelos dinámicos en el dominio del tiempo; y el segundo módulo lo conforman los modelos en el dominio de la frecuencia. En el dominio del tiempo se modela el comportamiento de la vasija del reactor, donde se simulan los procesos neutrónicos y termohidráulicos. En el dominio de la frecuencia el modelo de Lahey y Podowsky fue considerado. La función de transferencia del

sistema es determinada por medio de la aplicación de la transformada de Laplace para calcular la caída de presión. La función de transferencia permite estudiar la respuesta del sistema en el dominio de la frecuencia cuando se aplica una perturbación en el flujo de entrada al núcleo.

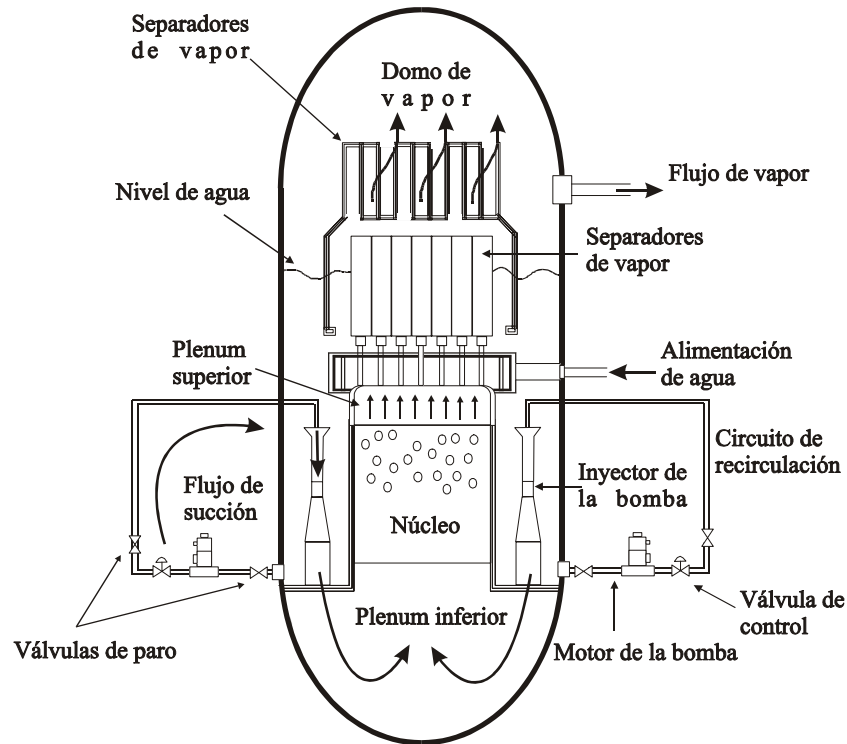


Figura 1. Diagrama del modelo de un BWR.

Dentro de los módulos dinámicos se encuentran:

1. Domo y *downcomer* de la vasija
2. Circuitos de recirculación
3. Cinética neutrónica
4. Temperatura del combustible
5. Plenum inferior, superior y núcleo del reactor

Para el diseño del ensamblaje combustible se utilizó el concepto de cobija-semilla. Este concepto se basa en un arreglo heterogéneo del material fértil y del fisil, cuyo objetivo es aprovechar de la mejor manera posible el contenido del material fisil; mejorando la razón de conversión, conservando las características de control de la reactividad y manteniendo los coeficientes de reactividad de vacíos y temperatura negativos. Usualmente la región de cobija contiene una gran fracción de material fértil y es más grande en volumen que la región de semilla (material fisil) [5]. Generalmente el material fisil (semilla) es rodeada por material fértil, de ahí su nombre de cobija. Si el reactor es de cría hay un exceso de producción de material fisil, donde la mayor conversión de material fértil a fisil tiene lugar en la región de la cobija.

La Figura 2 muestra el ensamble combustible utilizado y propuesto en este trabajo. Para el caso de la semilla, de U/Zr está compuesta de una aleación de 80% de uranio y 20 % de zirconio. Esto produce una aleación con una densidad de 16.5 g/cc, lo cual permite la reducción del enriquecimiento de U-235 en una barra de diámetro menor (0.8cm), obteniéndose un buen comportamiento neutrónico.

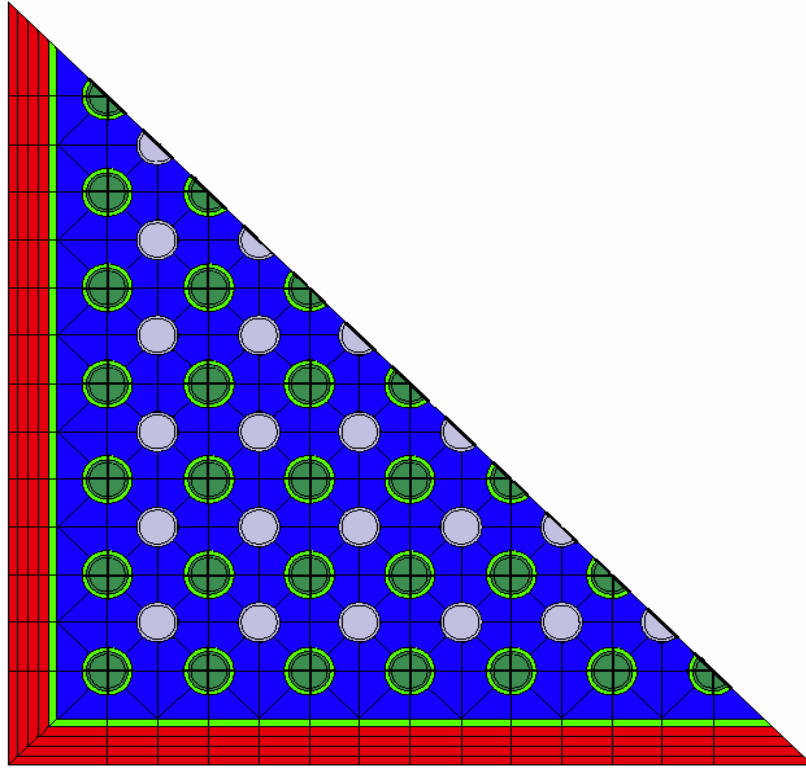


Figura 2. Ensamble completo donde se utiliza el concepto cobija (verde) semilla (gris), despliegue grafico del código ORION.

3.1 Modelo de Cinética Neutrónica

Para el cálculo de la población neutrónica promedio, se utilizan las siguientes ecuaciones de la cinética puntual

$$\frac{dn}{dt} = \left[\frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \right] n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (2)$$

El flujo $n(t)$ se normaliza para representar una fracción de la población neutrónica total. La reactividad total $\rho(t)$ depende esencialmente del tiempo, sin embargo, es una función cuasi-estática que depende principalmente de los mecanismos de retroalimentación y el movimiento de barras de control. El producto de la concentración de los precursores C_i y la constante de decaimiento λ_i representa el decaimiento de los precursores de neutrones retardados.

El término $\beta_i n(t) / \Lambda$ representa la producción de precursores, donde β_i es la fracción de producción individual de los precursores de neutrones retardados y Λ es el tiempo promedio entre generaciones.

La fracción total de neutrones retardados está dada por:

$$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i \quad (3)$$

En simuladores y códigos de análisis de plantas nucleares se considera el quemado de combustible ya que afecta los parámetros nucleares y repercute directamente en la población de neutrones. El quemado afecta la fracción total de neutrones retardados β y los mecanismos de retroalimentación ρ .

El modelo cinético utilizado es puntual como se mencionó anteriormente, por lo que fue necesario recurrir a un colapsamiento de parámetros a fin de representar el núcleo bajo el concepto semilla-cobija en forma puntual. Otro punto a considerar es que el núcleo es considerado dentro de un ensamble promedio. El modelo cinético y el proceso de colapsamiento se describen a continuación.

3.2 Colapsamiento de Parámetros Cinéticos

Se diseñó una recarga de 104 ensambles combustibles con un enriquecimiento promedio en U-235 del 7.5w/o en el sub-ensamble de semilla, para obtener una longitud de ciclo de 365 días a plena potencia (2027 MWt); el sub-ensamble de cobija fresca contiene sólo barras de ThO₂. La Figura 3 muestra la localización de los diferentes ensambles combustibles, con la numeración de cada uno de ellos asignada por el simulador, para la simetría de un cuarto de núcleo. Los ensambles de cobija-dummy están localizados principalmente en la periferia del núcleo (color amarillo) para funcionar como reflectores y al mismo tiempo para favorecer la cría del Th-232 a U-233. El ensamble de cobija-semilla frescos (los más reactivos de color verde) se localizan en la periferia para mejorar la cría de los ensambles cobija-barra ficticia y aplanar la distribución de potencia radial. El resto de los ensambles están colocados en el núcleo a fin de obtener una distribución suave de potencia así como la longitud de ciclo deseado. Diez barras de gadolinio al 1% fueron introducidas para cumplir con el criterio de margen de apagado. Los valores mostrados en la Figura 3 corresponde a los proporcionados por el código CM-PRESTO [6] a un quemado de cobija a 3000 MWd/T. Los ensambles de la periferia corresponden a los del tipo cobija-dummy y los centrales a los semilla-cobija [3].

donde v es la velocidad de los neutrones, Σ_a las secciones eficaces macroscópicas de absorción, D el coeficiente de difusión y B^2 el buckling geométrico para el grupo rápido y térmico. La siguiente Tabla I muestra una comparación entre los valores típicos de neutrones retardados para el clásico combustible de U235 y los obtenidos para el núcleo de torio (semilla-cobija) propuesto.

Tabla I. Comparación de fracción de neutrones retardados para el combustible semilla cobija y el de UO2.

Combustible	Beta 1	Beta 2	Beta 3	Beta 4	Beta 5	Beta 6	Beta
U235	2.470E-04	1.384E-03	1.220E-03	2.650E-03	8.320E-04	1.690E-04	6.50E-03
Semilla-Cobija	2.715E-04	1.255E-03	1.196E-03	2.857E-03	1.208E-03	4.554E-04	7.162E-03

Análogamente la siguiente Tabla II comparativa muestra la constante de decaimiento λ_i que representa el decaimiento de los precursores de neutrones retardados para el U-235 y los obtenidos para el núcleo de torio. [6,7].

Tabla II. Comparación de constante de decaimiento para el combustible semilla-cobija y el de UO2.

Combustible	lambda 1	lambda 2	lambda 3	lambda 4	lambda 5	lambda 6
U235	1.27E-02	3.17E-02	1.2E-01	3.1E-01	1.40E+00	3.87E+00
Semilla-Cobija	1.30E-02	3.21E-02	1.3E-01	3.5E-01	1.40E+00	3.96E+00

3.3 Modelo Termohidráulico

El modelo termohidráulico se usa para describir el comportamiento dinámico del plenum inferior y superior. Un modelo de cinco ecuaciones es utilizado bajo las siguientes suposiciones:

1. Flujo en una dimensión.
2. No hay flujo cruzado.
3. Efectos de energía cinética y potencial son despreciables en la ecuación de energía.
4. Gas en fase de saturación en la vasija.

3.4 Ecuación de Conservación de Masa

Las ecuaciones de conservación de masa para la fase vapor y líquido se expresan como:

Fase vapor

$$\frac{\partial}{\partial t}[\rho_v \alpha] + \frac{\partial}{\partial z}[\rho_v \alpha U_v] = \Gamma \quad (7)$$

Fase líquida

$$\frac{\partial}{\partial t}[\rho_l (1 - \alpha)] + \frac{\partial}{\partial z}[\rho_l (1 - \alpha) U_l] = -\Gamma \quad (8)$$

Donde Γ es el término de generación de vapor en la interfaz vapor-líquido, ρ la densidad y u es la velocidad del fluido. Los subíndices v y l indican vapor y líquido, respectivamente. Por otra parte Γ se expresa como la contribución de dos términos.

$$\Gamma = \Gamma_w + \Gamma_b \quad (9)$$

Donde la razón de generación de la pared Γ_w se expresa como:

$$\Gamma = \frac{q'' P_H}{A_f \left\{ h_{fg} + C_p \left[(T_s - T_l) + \frac{1}{2} \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} - 1 \right) (T_w - T_s) \right] \right\}} \quad (10)$$

en esta expresión P_H es el perímetro calentado, q'' el flujo de calor, T_w la temperatura de la pared y T_s la temperatura de saturación. El término Γ_b referido a la generación de vapor o condensación de la masa de agua y que toma en cuenta la posible existencia de líquido supercalentado y es calculado por

$$\Gamma_b = \frac{1}{h_{fg}} \left[a + b \varepsilon_g (1 - \varepsilon_g) \right] \left[(T_l - T_s) + c |T_l - T_s| \right] \quad (11)$$

donde h_{fg} es la diferencia de entalpías entre líquido y vapor saturado, C_p es el calor específico del líquido, a , b y c son constantes. Usando las siguientes definiciones.

$$m_v = V_v \rho_v = \alpha V \rho_v \quad (12)$$

$$m_l = V_l \rho_l = (1 - \alpha) V \rho_l \quad (13)$$

$$W_v = \rho_v U_v A_v = \rho_v U_v \alpha A \quad (14)$$

$$W_l = \rho_l U_l A_l = \rho_l U_l (1 - \alpha) A \quad (15)$$

donde m es la masa, V el volumen del nodo y A es el área de flujo. Sustituyendo (12) a (15) en (7) y (8), tomando en cuenta que Δz es la longitud del nodo, igual a V/A , y sustituyendo el término de la derivada espacial por su ecuación de diferencias hacia atrás, se obtiene:

$$\frac{dm_v}{dt} = W_{vj-1} - W_{vj} + V\Gamma \quad (16)$$

$$\frac{dm_l}{dt} = W_{lj-1} - W_{lj} - V\Gamma \quad (17)$$

donde $j-1$ y j indican entrada y salida al nodo respectivamente.

3.5 Ecuación de Conservación de Energía

La ecuación de conservación de energía para la mezcla bifásica, se obtiene al sumar las ecuaciones de conservación en cada fase.

$$\frac{\partial}{\partial t} [\rho_v h_v \alpha + \rho_l h_l (1-\alpha)] - \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z} [h_v u_v \alpha \rho_v + h_l u_l (1-\alpha) \rho_l] = \frac{q'' P_H \Delta z}{V} + q''' (1-\alpha) \quad (18)$$

Sustituyendo las Ecs. (12) a (15) y el término espacial por su ecuación de diferencias hacia atrás se obtiene:

$$\frac{d}{dt} [m_l h_l + m_v h_v] - V \frac{dP}{dt} = (W_l h_l)_{j-1} - (W_l h_l)_j + (W_v h_v)_{j-1} - (W_v h_v)_j + q''_j (1-\alpha) V \quad (19)$$

3.6 Flujos Másicos Aplicando Técnicas del Drift-Flux

Los flujos de entrada $j-1$ a cada nodo son conocidos desde el inicio del cálculo, esto es, el primer nodo tiene como flujo a la entrada el que proviene del pleno inferior el cual se ha referido como flujo a la entrada del núcleo. Este flujo se obtiene aplicando los balances de momento. Las ecuaciones fundamentales se aplican considerando que los flujos de salida de un nodo están constituidos por fluido a las condiciones prevalecientes en el nodo (enfoque de “celda donadora”).

El planteamiento tiene la finalidad de calcular los flujos de salida de vapor y líquido de cada nodo en función de variables conocidas. La definición de velocidad superficial J , expresada en términos de variables de salida es:

$$J = \frac{1}{A} \left(\frac{W_{vj}}{\rho_{vj}} + \frac{W_{lj}}{\rho_{lj}} \right) \quad (20)$$

Aplicando la relación de Zuber-Findlay, la velocidad superficial de la fase vapor J_v es:

$$J_v = \alpha (C_0 J + V_{gj}) \quad (21)$$

La velocidad superficial de la fase vapor está integrada por dos términos. El primero C_0 da una relación con la velocidad media del flujo. Representa el efecto de una distribución no uniforme de la fase gaseosa que tiende a concentrarse en las zonas de mayor velocidad. El segundo término V_{gj} representa otro efecto adicional de naturaleza local; consiste en la presencia de una velocidad relativa entre las fases debidas a su diferencia de densidades.

Los valores requeridos de C_0 y V_{gj} se calculan usando la Ec. (21) a partir de cantidades normalmente medidas: α , J y J_v .

La velocidad superficial de la fase líquida es:

$$J_l = J - J_v \quad (22)$$

Los flujos máxicos de vapor y líquido a la salida de los nodos son:

$$W_{vj} = J_v \rho_{vj} A \quad (23)$$

$$W_{lj} = J_l \rho_{lj} A \quad (24)$$

La fracción de vacío se obtiene usando la Ec. (12).

$$\alpha = \frac{m_v}{V \rho_v} \quad (25)$$

4. PRUEBAS DEL MODELO

El modelo se sometió a tres pruebas a fin de verificar el comportamiento integral del mismo. Estas pruebas tradicionalmente son conocidas como:

Prueba de estado estacionario: En esta etapa se verificó que los principales parámetros del reactor no muestren variaciones mayores a condiciones de 100% de potencia y 100 % de flujo en el núcleo, tal como lo establece el ANSI/ANS-3.5 (1998) [10]. El propósito de esta prueba es garantizar el comportamiento del modelo bajo condiciones transitorias es efectivamente por las condiciones impuestas por el transitorio operacional y no por un estado estacionario deficiente.

Análisis de transitorios operacionales: En esta etapa se sometió el modelo a distintos transitorios operacionales a fin de garantizar una adecuada respuesta del sistema sin comprometer la seguridad. Los transitorios simulados fueron: un transitorio de recirculación, uno de sobre presurización, uno de pérdida de agua de enfriamiento y uno apagado súbito (SCRAM). Aquí se presentan solamente algunos resultados del SCRAM manual.

Análisis de estabilidad: A condiciones de bajo flujo en el núcleo y baja potencia los reactores tipo BWR pueden presentar oscilaciones debido a que la longitud de ebullición es inferior a la recomendada por el fabricante de combustible. Esto origina que el fenómeno de “onda densidad” produzca oscilaciones de potencia que pueden dañar el combustible. Un breve análisis también se llevó a cabo.

4.1 Estado Transitorio

En esta etapa el modelo se somete a la simulación de distintos transitorios operacionales, para lo cual se seleccionaron algunos que resultan ser representativos ya que involucra fenómenos de recirculación, apagados súbitos del reactor, sobrepresurización así como pérdida de agua de enfriamiento. Únicamente se muestra la simulación del SCRAM manual y los resultados de la simulación de este transitorio se discuten a continuación. Para cada transitorio se compara el

comportamiento del combustible de torio denotado como (ThO_2) con un combustible típico de uranio (UO_2).

4.2 SCRAM Manual

En este transitorio el operador del reactor inserta manualmente todas las barras de control a través de las manetas de SCRAM provocando una súbita disminución del flujo neutrónico y la potencia térmica en un tiempo aproximado de 4 segundos. La presión del reactor disminuye ligeramente tendiendo a estacionarse a un valor inferior. La disminución de nivel es consecuencia de la pérdida de balance entre flujo de vapor y agua de alimentación. El disparo de bombas de recirculación ocasiona una disminución del flujo en el núcleo. Inicialmente el flujo de recirculación se ve incrementado por el colapsamiento de vacíos pero cuando se alcanza nivel 2 ocurre el disparo de bombas de recirculación. El nivel será recuperado por la acción de los sistemas de emergencia de enfriamiento de núcleo (ECCS, por sus siglas en inglés) posteriormente. El SCRAM del reactor provoca un colapsamiento de vacíos como consecuencia de la disminución de potencia térmica.

En la Figura 4 se observa que la inserción de reactividad negativa por el SCRAM es súbita y elevada, de modo que no hay una diferencia notable entre el caso ThO_2 y UO_2 . Por otro lado la diferencia en los coeficientes de pérdidas para ambos casos, origina que al perderse el flujo de recirculación por bajo nivel, tanto la presión como el nivel en el caso de ThO_2 disminuyan más rápidamente, ya que el diseño hidráulico ThO_2 presenta una mayor resistencia al paso del fluido (Figuras 5, 6 y 7).

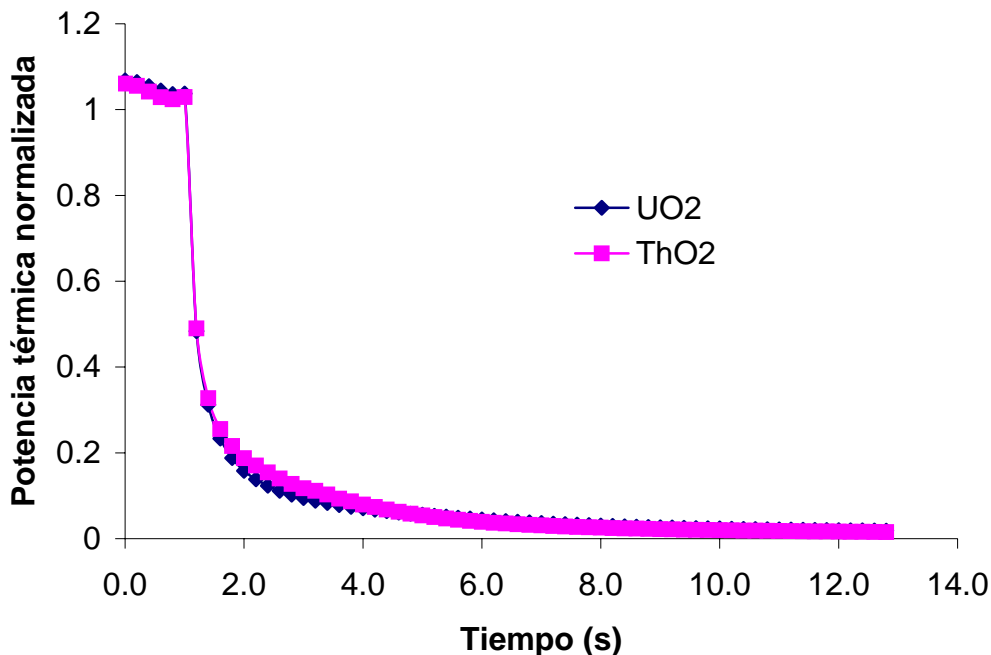


Figura 4. Potencia térmica durante el SCRAM del reactor

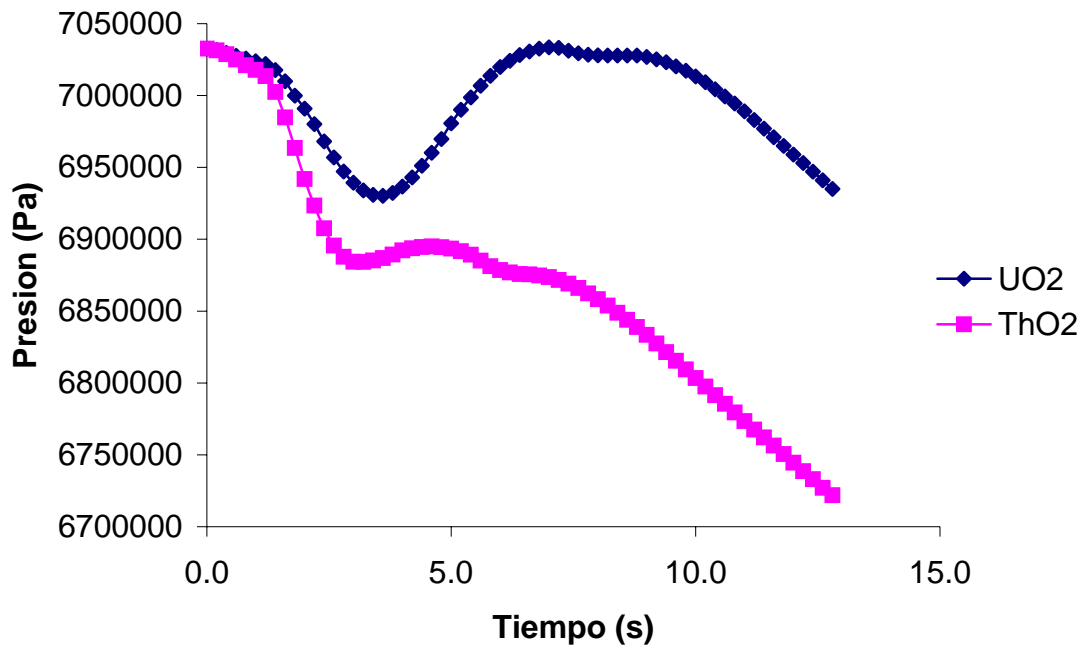


Figura 5. Disminución de la presión del domo del reactor

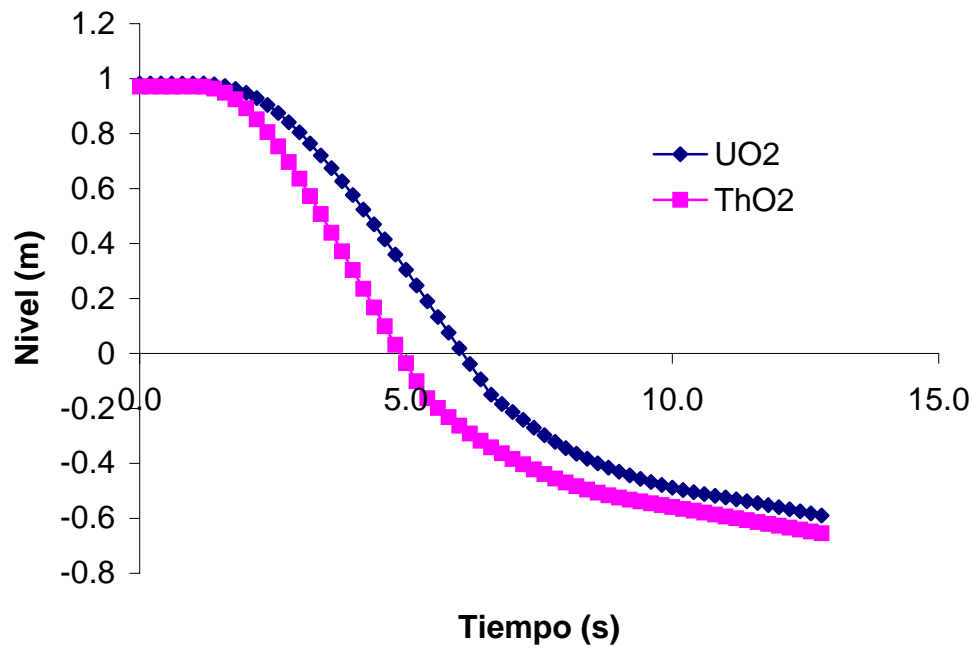


Figura 6. Caída de nivel debido a pérdida de agua de alimentación

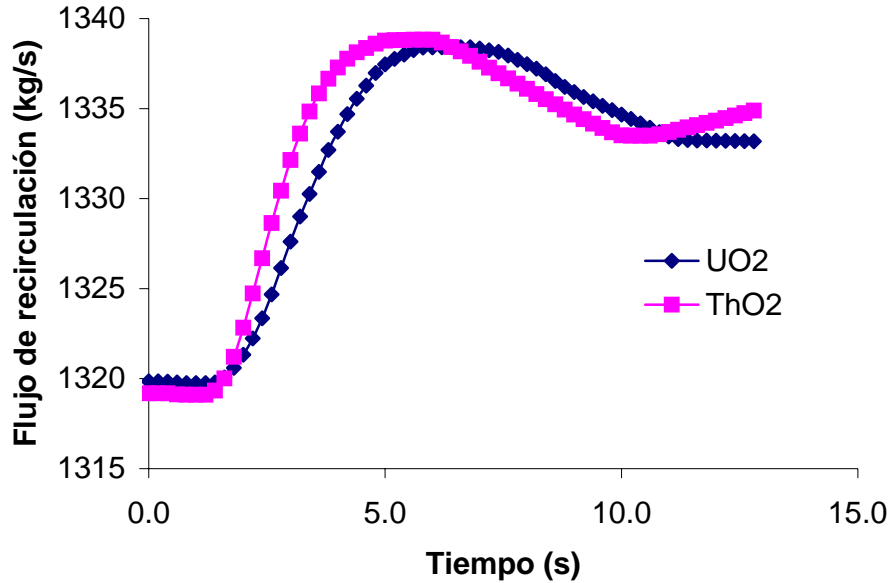


Figura 7. Incremento inicial de flujo de recirculación por colapsamiento de vacíos.

4.3 Análisis de Estabilidad

Con relación al análisis de estabilidad, el modelo de Lahey y Podowsky fue considerado. La función de transferencia $G(s)$ del sistema es determinada por medio de la aplicación de la transformada de Laplace para calcular la caída de presión (Ec. 26).

$$G(s) = \left(1 + \frac{\Pi_1(s)}{\Gamma_1(s)} \right)^{-1} \quad (26)$$

Esta función de transferencia permite estudiar la respuesta del sistema en el dominio de la frecuencia cuando se aplica una perturbación en el flujo de entrada al núcleo. El sistema modelado está sujeto a una condición de frontera tal que la caída de presión total a través del canal es constante. Al introducir una perturbación en el flujo de refrigerante en el sistema, en condiciones de estado estacionario manteniendo constante q''' y h_{sub} , produce variaciones en la longitud de ebullición, fracción de vacíos y, por tanto, en la caída de presión en la sección bifásica. El flujo a la salida del canal se modifica siguiendo a la perturbación aplicada. La región en una fase sentirá también el efecto de la perturbación en el flujo, produciéndose una perturbación en la caída de presión de igual magnitud a la de la región bifásica pero de signo contrario. Esta variación en la caída de presión en la región de una sola fase causará una retroalimentación sobre el flujo de entrada que puede ser positiva o negativa. A partir de ese momento, la perturbación en el flujo de refrigerante que sentirá la región bifásica será la suma algebraica de la perturbación externa y la perturbación de retroalimentación. En la Figura 8 se presenta el diagrama de bloques del proceso descrito.

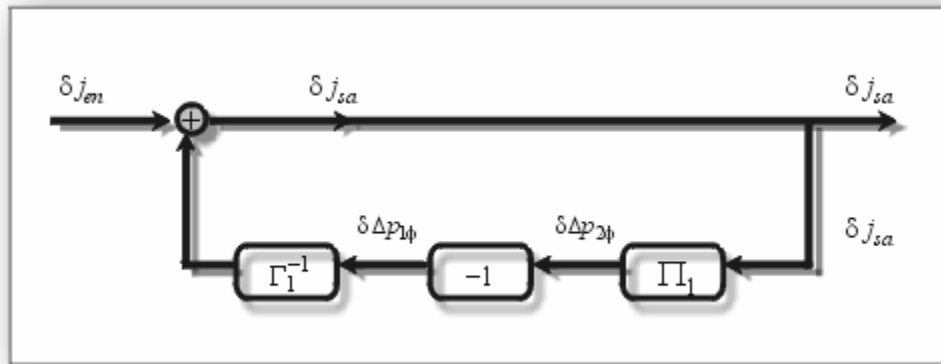


Figura 8 Diagrama de bloques sin retroalimentación por vacíos

El análisis de estabilidad se realizó estudiando cinco puntos del mapa potencia-caudal. Estos estados de operación corresponden a las cuatro esquinas que definen la zona de baja estabilidad del mapa potencia-caudal y un quinto estado de operación que corresponde a las condiciones de 100% de potencia. Las condiciones de operación de estos estados se encuentran en la Tabla III.

Para cada uno de los estados analizados se calculó la frecuencia a la que se obtiene la máxima respuesta de la función de transferencia versus frecuencia, así como la longitud de ebullición. Los resultados obtenidos de la frecuencia (F) y de la longitud de ebullición (λ_0) se presentan a continuación. La Tabla IV hace referencia al análisis obtenido para el combustible de torio propuesto en este trabajo y la Tabla V son los resultados típicos de un reactor con combustible de dióxido de uranio (UO₂) [11].

Tabla III. Estados operacionales considerados en el análisis de estabilidad.

Estado	Potencia P (%)	Flujo W (%)	Patrón de barras (%)
1	38.88	28.6	80
2	47.38	28.6	100
3	45.77	40.0	80
4	56.22	40.0	100
5	100	100	100

Tabla IV Longitud de ebullición y frecuencia característica para cinco estados operacionales para el caso del combustible semilla-cobija.

Estado	Relación P/W	Longitud de Ebullición λ_0 (m)	Frecuencia (Hz)
1	1.359	0.884	0.575
2	1.657	0.725	0.590
3	1.144	1.050	0.797
4	1.406	0.854	0.750
5	1.000	1.201	>> 1

Tabla V Longitud de ebullición y frecuencia característica para cinco estados operacionales para el caso del combustible típico de UO₂.

Estado	Relación P/W	Longitud de Ebullición λ_0 (m)	Frecuencia (Hz)
1	1.359	0.928	0.377
2	1.657	0.761	0.391
3	1.144	1.103	0.491
4	1.406	0.897	0.487
5	1.000	1.261	1.000

La zona de inestabilidad está definida alrededor de los primeros cuatro puntos, donde el sistema tiende a ser inestable. Cabe aclarar que dicha zona de estabilidad no tiene límites bien definidos y puede presentar algunas pequeñas variaciones dependiendo del patrón de carga del núcleo, sin embargo es recomendable evitar esta zona durante maniobras de incremento de potencia después de un apagado o bien durante transitorios operacionales que involucran la pérdida de flujo de recirculación.

Los resultados obtenidos con el caso de torio indican una frecuencia característica alrededor de 0.5Hz para algunos casos, la cual es típica para reactores del tipo BWR que han mostrado oscilaciones de potencia [12], incluyendo el evento de oscilaciones de potencia de Laguna Verde el 24 de enero de 1995.

Estos resultados muestran que el combustible de torio propuesto en este trabajo de investigación no resulta ser más inestable que el combustible típico de UO₂. Como se aprecia en las tablas 4 y 5 dado que el fenómeno físico de onda-densidad aparecen frecuencias alrededor de 0.5 Hz, los puntos 1 y 2 del combustible de torio tiende a presentar este fenómeno en tanto que los puntos 3 y 4 para el combustible de UO₂ también tiende a tener una frecuencia similar al del fenómeno de onda densidad. Por otro lado se aprecia también que la longitud de ebullición resulta ser menor para el caso de combustible de torio que para el caso de combustible de uranio, lo cual es un factor importante para que se presente el fenómeno de onda densidad.

5. CONCLUSIONES

El modelo aquí presentado, si bien representa al núcleo del reactor como un solo canal promedio, proporciona resultados que han mostrado ser satisfactorios. El modelo termohidráulico de cinco ecuaciones aquí mostrado puede predecir en forma aceptable un amplio espectro de transitorios, a excepción de LOCA's grandes. Un punto importante a remarcar es que el núcleo de torio diseñado responde en forma similar al de UO₂. Por lo anterior la implementación de combustible de torio a los reactores BWR actuales es viable sin realizar mayores modificaciones al diseño de las plantas y su costo es comparable al del combustible típico de UO₂, tal como se mostró en la referencia [3]. Con relación al análisis de estabilidad, los puntos analizados que definen la zona de inestabilidad del mapa caudal-potencia tienden a ser inestables, por lo que se requiere realizar un análisis de sensibilidad a fin de determinar con precisión la región de estabilidad, sin embargo este tipo de combustible no es mayormente inestable.

AGRADECIMIENTOS

A. Núñez-Carrera agradece a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias por las facilidades prestadas para realizar este trabajo. Agradecemos el apoyo otorgado por el CONACYT con el proyecto 41592Y y por la UNAM con el proyecto PAPIIT IN106803-2.

REFERENCIAS

1. E. P. Lowen, K. D. Weaver and J. K. Hohorst, "Reactivity, Isotopics, and Thermal Steady-State Analysis of Homogeneous Thoria-Urania Fuels", *Nuclear Technology*, **Vol. 137**, 97-110 (2002).
2. J.L. François, A. Nuñez. "Neutronic Study of an Innovative BWR Thorium-Uranium Fuel", *Proc. Int. Conf. on the New Frontiers of Nuclear Technology (Physor 2002)*, Seoul, Korea, October 6-10, 2002, American Nuclear Society (2002).
3. Juan Luis François y Alejandro Núñez-Carrera. "Diseño de un Núcleo de Equilibrio de un Reactor Tipo BWR Basado en un Combustible de Torio-Uranio" XIV Congreso Anual de la SNM/XXI Reunión Anual de la SMSR, Guadalajara, Jalisco, México, 10-13 de Septiembre, (2003).
4. J.L. François, A. Núñez-Carrera, "Core Design of a Boiling Water Reactor Based on an Integrated Blanket-Seed Thorium-Uranium Concept", *Advances in Nuclear Fuel Management III (ANFM 2003)*, South Carolina, USA, October 5-8, 2003, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2003)
5. Ronen, Y., *Hanbook of Nuclear Reactor Calculations*, Vol III, CRC Press, USA. (1986).
6. Scandpower, User Manual for CM-PRESTO (1992).
7. Scandpower, User Manual for ZENITH (1992)
8. A. Núñez Carrera, "Diseño de un Sistema Energético de Bajo Impacto Ambiental, Alto Rendimiento de Combustible y Alta Seguridad Basado en el Ciclo del Torio", Tesis Doctoral (en preparación) Universidad Nacional Autónoma de México, (2004).
9. G. Espinosa-Paredes, J. Alvarez-Ramirez, A. Núñez-Carrera, A. García Gutierrez, E. J. Martínez-Mendez, "Dynamic Comparison of Three and Four Equations Reactor Core Models in a Full-Scope Power Plant Training Simulator", *Nuclear Technology*, **Vol. 145**, p. 150-162 (2004).
10. ANSI/ANS-3.5, "American National Standard for Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination". American Nuclear Society and American National Standards Institute, Inc. 1998.
11. Gilberto Espinosa, Alejandro Núñez, Carlos Estrada, Rodolfo Amador, "Desarrollo de un Código Numérico para el Análisis de Estabilidad Lineal de los Reactores de las U1 y U2 de la CNLV", CNSNS-TR-27, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, noviembre 2001.
12. G. Verdú, D. Ginestar, J. L. Muñoz-Cobos, "Forsmark 1 & 2 Boiling Water Reactor Stability Benchmark, Time Series Analysis Methods for Oscillation during BWR Operation", Final Report, OECD, NEA/NSC/DOC(2001)2, Paris, Junio 2001.