

Metodología para Realizar un Análisis de Sensibilidad e Incertidumbre para las Secciones Eficaces Usando un Modelo Acoplado TRACE-PARCS

Melisa del C. Reyes Fuentes y Edmundo del Valle Gallegos
Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Av. IPN s/n, Col. Lindavista, México, D. F., 07738, MEXICO
rf.melisa@gmail.com; evalle@esfm.ipn.mx

Armando M. Gómez Torres
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Departamento de Sistemas Nucleares
Carretera México Toluca S/N, La Marquesa, Municipio de Ocoyoacac, 5275, Edo de México,
México.
armando.gomez@inin.gob.mx

Víctor Sánchez Espinoza
Karlsruhe Institute of Technology, Institute for Neutron Physics and Reactor Technology
76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Hermann-von-Helmholtz-Platz1, Germanyh
victor.sanchez@kit.edu

Resumen

Se implementó una metodología para realizar un análisis de sensibilidad e incertidumbre para las secciones eficaces utilizadas en un modelo acoplado para TRACE/PARCS en un transitorio de caída de barra de control de un reactor tipo BWR-5. Se utilizó un modelo del núcleo del reactor para el código neutrónico PARCS, en el que se detallan los ensambles ubicados en el núcleo. El modelo termohidráulico en TRACE fue un modelo sencillo, donde sólo se diseñó una componente tipo CHAN para representar a todos los ensambles del núcleo, la cual se ubicó dentro de una vasija simple y se establecieron condiciones de frontera. La parte termohidráulica se acopló con la neutrónica, primero para el estado estable y después se realizó un transitorio de caída de barra de control (CRD) para hacer el análisis de sensibilidad e incertidumbre. Para llevar a cabo el análisis de las secciones eficaces utilizadas en el modelo acoplado TRACE/PARCS durante el transitorio, se generaron las PDFs (Probability Density Functions) para 22 parámetros seleccionados del total de parámetros neutrónicos que emplea PARCS, obteniendo así 100 diferentes casos para el modelo acoplado TRACE/PARCS, cada uno con una base de datos de secciones eficaces diferentes. Todos estos casos fueron ejecutados con el modelo acoplado, obteniendo en consecuencia 100 distintos archivos de salida para el transitorio CRD poniendo énfasis en la potencia nominal, para la cual se realizó un análisis de incertidumbre con el que se generó la banda de incertidumbre. Con este análisis es posible observar los rangos de los resultados de las respuestas elegidas variando los parámetros de incertidumbre seleccionados. El análisis de sensibilidad complementa al análisis de incertidumbre, identificando el parámetro o parámetros con mayor influencia en los resultados y así enfocarse en estos parámetros con el fin de entender mejor sus efectos. Más allá de los resultados que se obtuvieron, debido a que no es un modelo con datos de operación reales, la importancia de este trabajo es conocer la aplicación de la metodología para realizar los análisis de sensibilidad e incertidumbre.

1. INTRODUCCIÓN

Los análisis de sensibilidad e incertidumbre han sido un punto de interés de muchos investigadores en los últimos años, ya que cuando se aplica a los códigos de mejor estimación (Best Estimate) se convierte en una opción viable para la evaluación de la seguridad de las centrales nucleares. Estos análisis se pueden aplicar a diferentes parámetros inciertos ya sea en la parte neutrónica o en la parte termohidráulica del reactor. Por esta razón, es importante definir una metodología para este tipo de análisis.

En este trabajo se eligió el análisis de sensibilidad e incertidumbre para las secciones eficaces del núcleo del reactor. Para este análisis es necesario modelar el núcleo del reactor y simular un transitorio para observar los efectos en los resultados al variar los parámetros elegidos para analizar. Un transitorio de caída de barra de control (transitorio CRD por sus siglas en inglés Control Rod Drop) fue elegido ya que este transitorio permite el uso de un modelo neutrónico-termohidráulico simplificado, con efectos de retroalimentación por reactividad y que se estudia comúnmente en un BWR.

2. CÓDIGO SUSAS

SUSA, por sus siglas en inglés (Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses), es un código que se basa en el método GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) para el muestreo de los cálculos del problema bajo estudio, realizado con la variación de los parámetros de entrada. Las distribuciones de densidad de probabilidad de los parámetros de entrada se utilizan para obtener muestras aleatorias de estas magnitudes de entrada, generando con ellas combinaciones de los datos de entrada. Después de la generación de un conjunto de datos de entrada, determinados por la fórmula de Wilks, se realizan todos los cálculos y se analizan los resultados de salida. Los rangos de incertidumbre de los parámetros de entrada pueden ser determinados con diferentes métodos disponibles, que se basan en regresiones o técnicas de correlación que se aplican a los conjuntos de parámetros de entrada y de los valores de salida correspondientes. Se pueden realizar análisis de sensibilidad e incertidumbre tanto escalares los cuales están asociados a un sólo resultado por simulación o dependientes de un índice los cuales los resultados de las simulaciones dependen de una variable, como por ejemplo una simulación dependiente del tiempo. ^{[1][2][3][4][5]}

2.1. Método GRS

El método GRS es uno de los métodos probabilísticos de propagación de las incertidumbres de entrada. Este método puede ser aplicado a un transitorio de una planta nuclear seleccionada y no tiene ningún límite en el número de parámetros para ser considerados en el análisis.

Para la propagación de las incertidumbres de entrada (Figura 1), la incertidumbre de la simulación se obtiene después de identificar los parámetros de incertidumbre de entrada con rangos de variación de dichos parámetros y/o distribuciones de probabilidad de estos parámetros y se realizan los cálculos variando estos parámetros. La propagación de incertidumbres de entrada se puede realizar por varios métodos deterministas o probabilistas como el GRS.

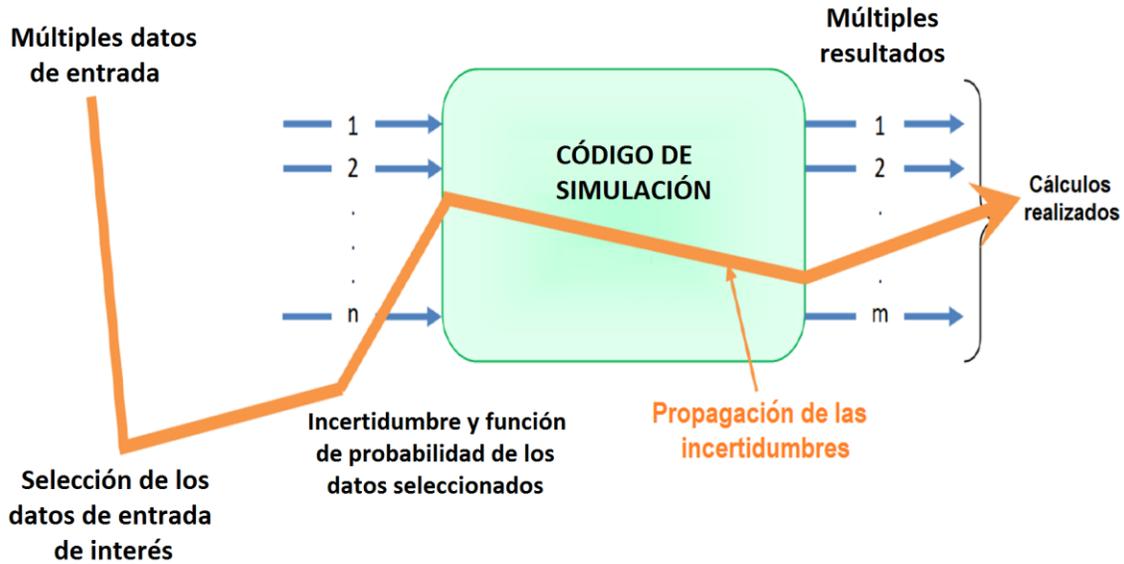


Figura 1. Propagación de la incertidumbre en los datos de entrada

Las características más importantes del método GRS son:

- Se debe definir un conjunto de parámetros de entrada asociados a una incertidumbre y una distribución de probabilidad, esta información puede ser obtenida por ejemplo del fabricante de los componentes de la planta de energía nuclear, así como a partir de experimentos y cálculos anteriores del valor medio, la desviación estándar y la distribución de probabilidad de los parámetros. La distribución de probabilidad uniforme es de uso general en ausencia de información acerca de los parámetros de entrada.
- El tamaño de la muestra aleatoria, generado para determinar el número de las simulaciones, se determina de acuerdo al nivel de confianza y probabilidad de éxito y límites de tolerancia de interés. El número mínimo de simulaciones a ejecutar se determina mediante la fórmula de Wilks para límites de tolerancia de un lado, ver Ec. (1) y de dos lados ver Ec. (2) (Tabla I).

Para los límites de tolerancia de un sólo lado:

$$1 - \alpha^n \geq \beta \quad (1)$$

Para los límites de tolerancia para dos lados:

$$1 - \alpha^n - n(1 - \alpha)\alpha^{n-1} \geq \beta \quad (2)$$

donde β es el nivel de confianza, α es la probabilidad de éxito y n es el número mínimo de cálculos necesarios para esas condiciones.

Tabla I. Número mínimo de simulaciones (n) para uno y dos lados de tolerancia

$\alpha \backslash \beta$	Límites de un lado de tolerancia			Límites de dos lados de tolerancia		
	0.90	0.95	0.99	0.90	0.95	0.99
0.90	22	29	44	38	46	64
0.95	45	59	90	77	93	130
0.99	230	299	459	388	473	662

Para el caso de límite de tolerancia de dos lados, con un $\alpha=95\%$ y $\beta=95\%$, el número mínimo de simulaciones es 93, éstas fueron las condiciones que se usaron para el análisis de sensibilidad e incertidumbre de este trabajo. El número n de simulaciones que se ejecuta es independiente del número de parámetros de entrada a analizar seleccionados, sólo depende de la probabilidad de éxito y el nivel de confianza deseado.

- Es importante tener en cuenta que el método GRS no genera las distribuciones de los resultados de salida, más bien, proporciona los límites con un nivel de confianza especificado por el usuario. También proporciona el efecto que tienen los parámetros de entrada de acuerdo con el efecto que tienen las incertidumbres de los parámetros sobre la incertidumbre en el o los resultados de salida, como parte del análisis de sensibilidad. Las evaluaciones estadísticas se realizan para determinar la sensibilidad de las incertidumbres de los parámetros de entrada en las incertidumbres de los resultados de interés.

3. DESCRIPCIÓN GENERAL DEL PROCEDIMIENTO PARA REALIZAR UN ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRE CON SUSA

El procedimiento general para realizar el análisis de sensibilidad e incertidumbre usando un modelo acoplado TRACE/PARCS es el siguiente:

1. Se define un caso de referencia para el modelo y el transitorio que se desea analizar. Para este caso específico se realizó un modelo acoplado con los códigos TRACE/PARCS con un transitorio de caída de barra de control.
2. Se seleccionan los parámetros a analizar y se asocian asociarle las incertidumbres (como las desviaciones estándar) y la distribución probabilística a cada parámetro. Esta información se le proporciona al código SUSA. Este caso de estudio se basa en el trabajo de Gajev ^[6] para elegir los 22 parámetros que se van a analizar. En la Tabla II se muestran los 22 parámetros seleccionados, las incertidumbres y la distribución probabilística para cada parámetro, el subíndice 1 corresponde al grupo rápido y el subíndice 2 al grupo térmico.

Tabla II. Parámetros analizados con sus respectivas incertidumbres y distribuciones

Número	Parámetros	Incertidumbre	Distribución	Número	Parámetros	Incertidumbre	Distribución
1	$\Sigma_{t,1}$	2.50%	Uniforme	12	$\sigma_{Sm,2}$	5.00%	Uniforme
2	$\Sigma_{t,2}$	2.50%	Uniforme	13	$\Sigma_{f,1}$	2.50%	Uniforme
3	$\Sigma_{a,1}$	2.50%	Uniforme	14	$\Sigma_{f,2}$	2.50%	Uniforme
4	$\Sigma_{a,2}$	2.50%	Uniforme	15	Σ_{s12}	2.50%	Uniforme
5	$v\Sigma_{f,1}$	2.50%	Uniforme	16	ADF_1	2.50%	Uniforme
6	$v\Sigma_{f,2}$	2.50%	Uniforme	17	ADF_2	2.50%	Uniforme
7	$\kappa\Sigma_{f,1}$	2.50%	Uniforme	18	$1/v_1$	0.70%	Uniforme
8	$\kappa\Sigma_{f,2}$	2.50%	Uniforme	19	$1/v_2$	0.70%	Uniforme
9	$\sigma_{Xe,1}$	5.00%	Uniforme	20	Yield	0.70%	Uniforme
10	$\sigma_{Xe,2}$	5.00%	Uniforme	21	Beta	0.70%	Uniforme
11	$\sigma_{Sm,1}$	5.00%	Uniforme	22	Lambda	0.60%	Uniforme

3. Mediante el uso de la fórmula Wilks se determina el número mínimo de corridas necesarias (n) de acuerdo con los límites de tolerancia deseados, la probabilidad de éxito y el nivel de confianza. A SUSANA se le proporciona el número de corridas que se desean realizar (N ; con $N \geq n$) y procesa la información de los parámetros, con lo cual genera las N combinaciones de los parámetros, esta información se guarda en un archivo llamado "PDF_parameters.dat" cuya estructura está dada en la Figura 2. En este archivo los valores $P_{i,j}$ satisfacen $1-\sigma < P_{i,j} < 1 + \sigma$, donde el índice i indica el número del caso de ejecución y j indica el índice para cada parámetro. En este caso, usando la fórmula de Wilks para límites de dos lados de tolerancia, una $\alpha = 95\%$ y un $\beta = 95\%$, el número mínimo de corridas es 93 pero para efectos prácticos el número de simulaciones utilizadas fue 100.

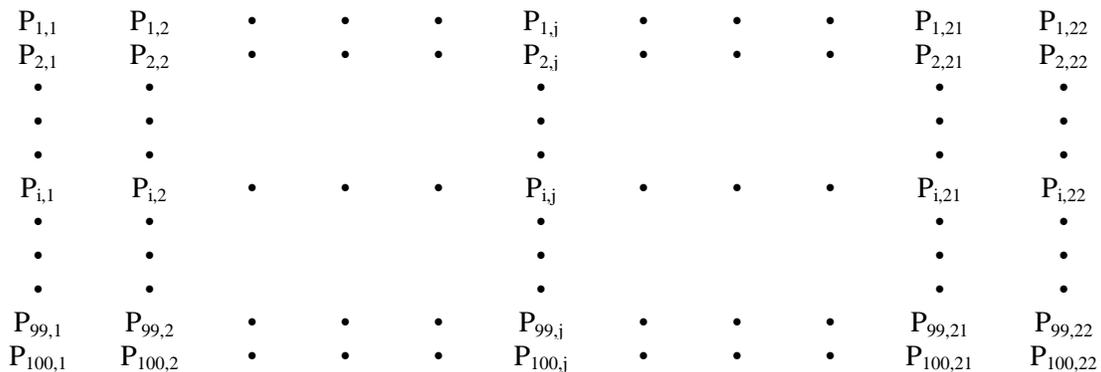


Figura 2. Formato general del archivo " PDF_parameters.dat"

4. Un script en Python (Python Script 1) lee el archivo "PDF_parameters.dat" y procesa la información con el fin de modificar las secciones eficaces para cada caso. La sección eficaz modificada es $P_{i,j}$ veces la sección eficaz original, esto con ayuda de un código de PARCS modificado, donde se implementaron algunos módulos basados en el trabajo de C. Hartmann [7]. El Python Script 1 corre el modelo base acoplado TRACE/PARCS para todos los casos con los correspondientes valores modificados de las secciones eficaces.

5. Cuando se hayan completado todos los casos, otro script en Python (Python Script 2) generará una lista con los resultados que se van a analizar con SUSA. Este script genera dos tipos de listas, una para cada tipo de análisis a realizar por SUSA:

-Index.lst: En el cual se tienen los 100 resultados para cada paso de tiempo durante el transitorio.
-Scalar.lst: El valor máximo de las respuestas elegidas (para este caso de estudio: potencia) en todo el transitorio para cada una de las simulaciones.

6. Con el código SUSA y los archivos *.lst es posible realizar 4 tipos de análisis:

- Análisis de incertidumbre escalar
- Análisis de sensibilidad escalar
- Análisis de incertidumbre dependiente de un índice
- Análisis de sensibilidad dependiente de un índice

4. MODELO DE TRACE Y PARCS

4.1. Modelo de TRACE

El modelo desarrollado en TRACE es un modelo simplificado (Figura 3) de los principales componentes termohidráulicos: la vasija (VESSEL), las condiciones de entrada y salida de la vasija (FILL y BREAK respectivamente), tuberías que permiten realizar la conexión entre la vasija y las condiciones de frontera (PIPE 1 y PIPE 2) y un canal para representar cada uno de los 444 ensambles (CHAN) [8] [9] [10].

4.2. Modelo de PARCS

El núcleo BWR-5 en el que se basó el modelo en PARCS se compone de 444 ensambles, los cuales se agrupan en 9 tipos de ensambles que a su vez están divididos axialmente en 25 celdas [11] [12]. En general, para los 9 tipos de ensambles se tienen 37 diferentes tipos de celdas de combustible. Sin embargo, se añadió un ensamble extra para el modelo en PARCS, este ensamble se llama ensamble reflector y se divide en tres secciones, la parte central (reflector radial), la parte superior (reflector superior) y la parte inferior (reflector inferior), éstas dos últimas partes también fueron agregadas a los 9 diferentes tipos de ensambles, quedando en total 27 divisiones axiales. La Figura 5 representa los 10 tipos diferentes de ensambles combustible en el núcleo, y la Figura 6 muestra la composición de los 10 diferentes tipos de ensamble, donde cada color muestra una celda de diferente tipo. Para cada celda se tiene una homogenización nodal para el conjunto de secciones eficaces en el formato PMAXS (CASMO-4).

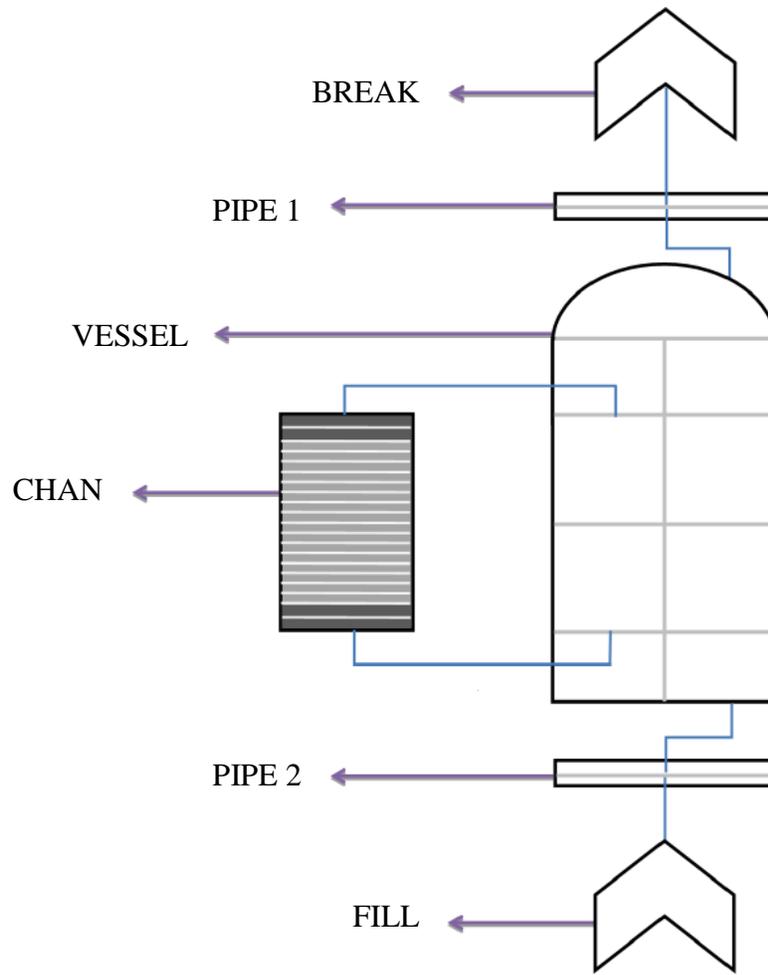


Figura 3. Modelo en TRACE

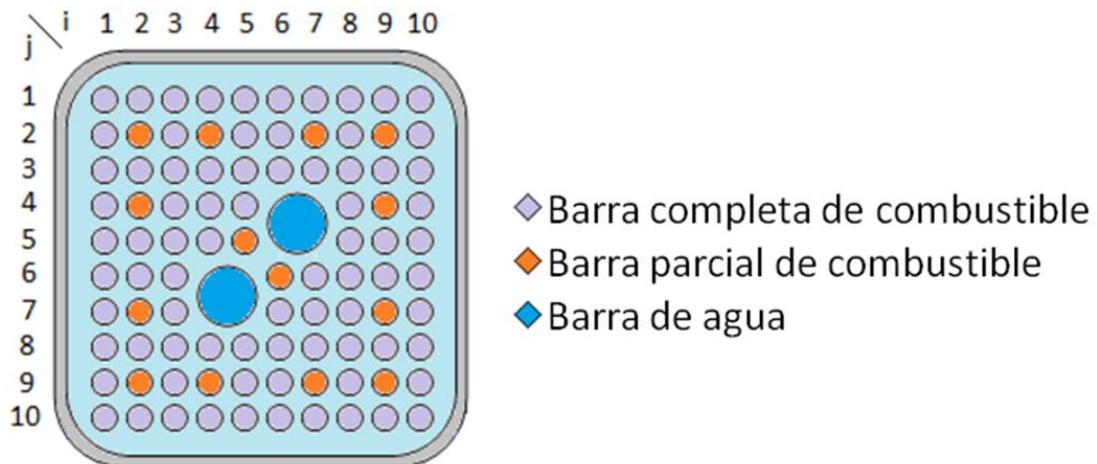


Figura 4. Tipos de barras en la componente CHAN

El modelo desarrollado en PARCS está nodalizado de la siguiente manera:

Nodalización radial: Un nodo por ensamble combustible y un nodo por ensamble de reflector radial.

Nodalización axial: 25 nodos para la parte activa, un nodo para el reflector superior y un nodo para el reflector inferior.

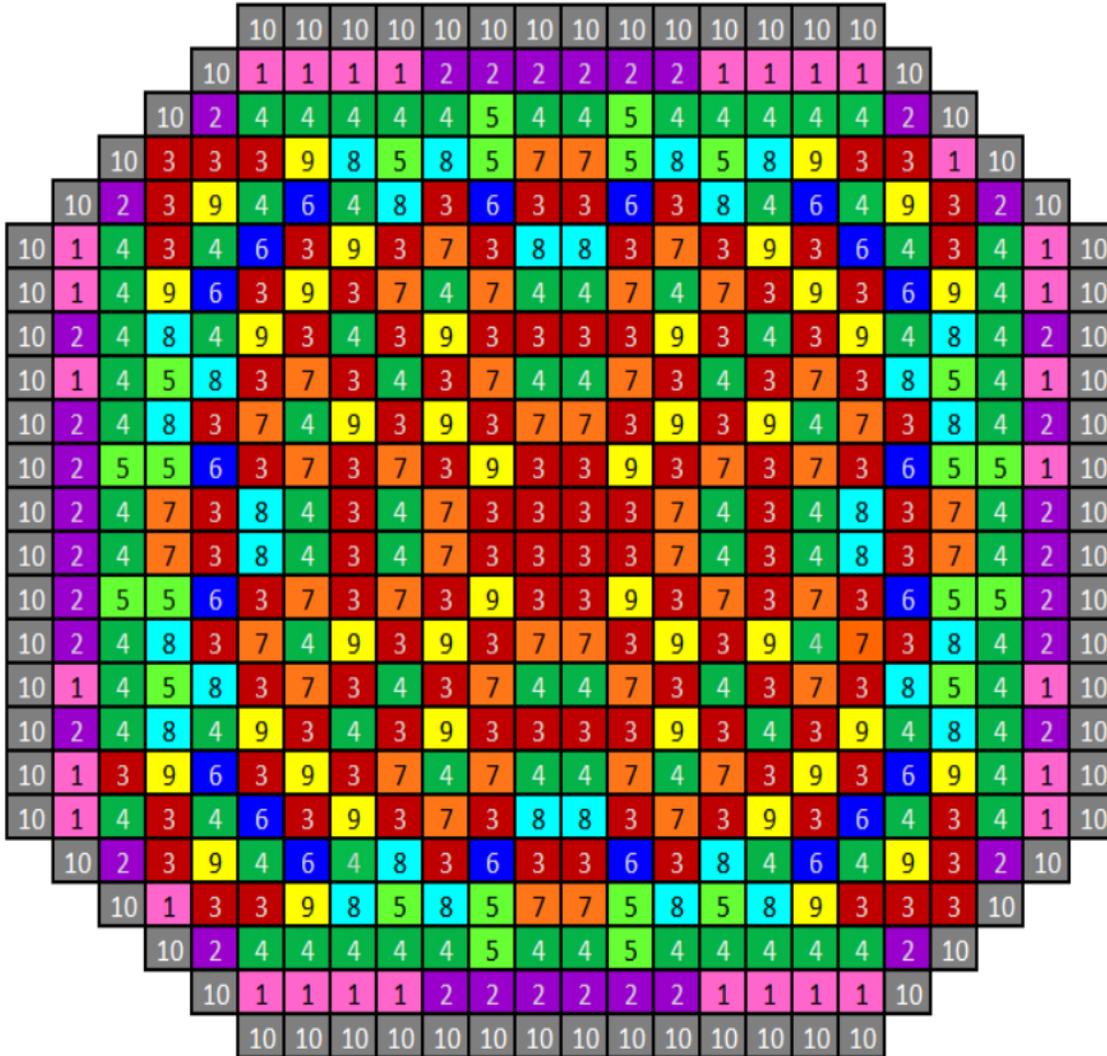


Figura 5. Vista superior del núcleo con los diferentes tipos de ensambles.

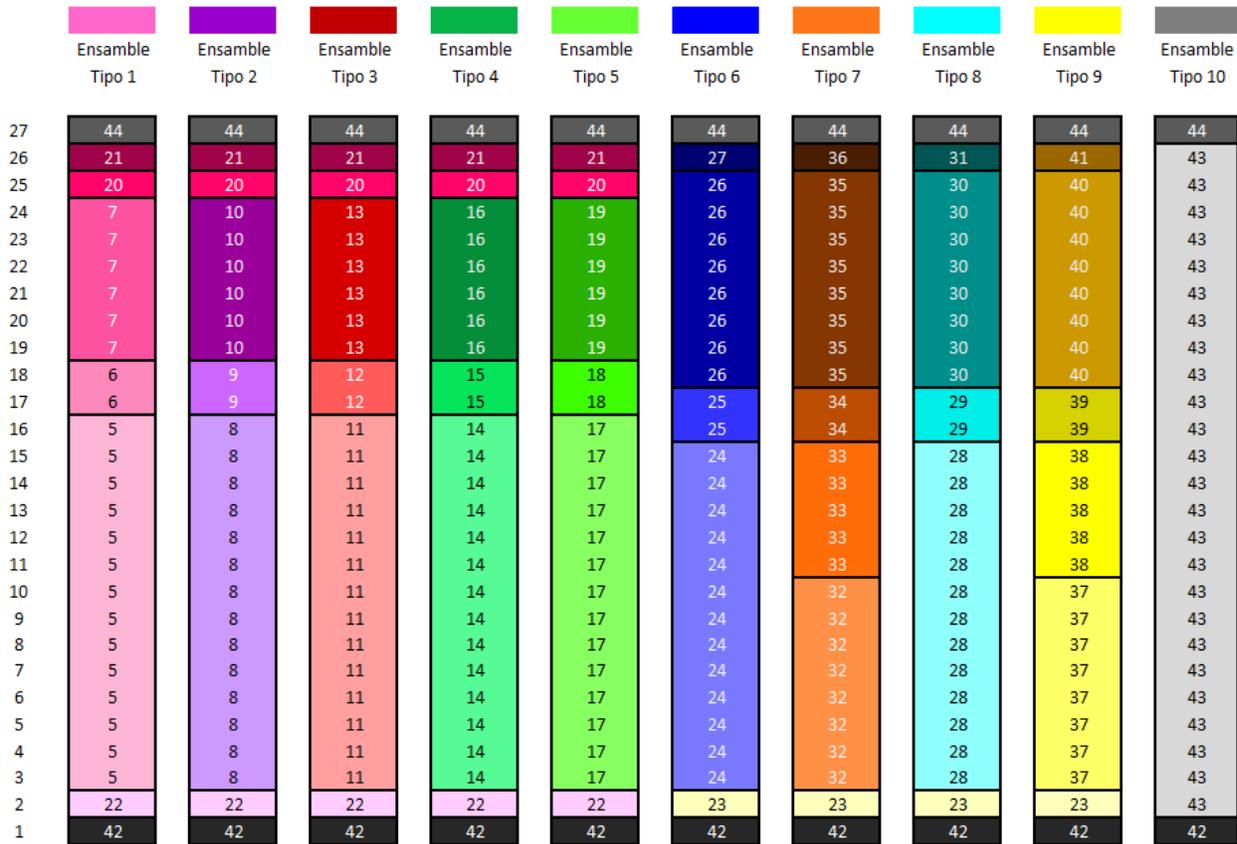


Figura 6. Representación axial de los 10 tipos diferentes de ensambles utilizados.

5. ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRE DEL TRANSITORIO CRD

El transitorio de caída de barra de control (transitorio CRD) forma parte de los accidentes base de diseño en un BWR, así como un LOCA (Loss Of Coolant Accident) o un SLBA (Steam Line Break Accident), entre otros. El transitorio CRD se define como una excursión de potencia causada por la extracción accidental de una barra de control que se encontraba ubicada en el núcleo a una velocidad más rápida de la que se puede lograr mediante el uso del mecanismo de accionamiento de las barras de control ^[1310].

5.1 Descripción del estado estacionario

El estado estacionario se analizó con una simulación del código acoplado TRACE/PARCS, utilizando las secciones eficaces PMAXS generadas por CASMO-4 y GENPMAXS. La posición de las barras de control en el estado estacionario fueron las siguientes: las barras de control del banco 9 estaban en la posición 30 (137.16 cm insertados), el banco 11 en la posición 32 (121.92 cm insertados), y el resto en la posición 48 (completamente extraída) (Figura 7). Las condiciones generales en el estado estacionario se muestran en la Tabla III.

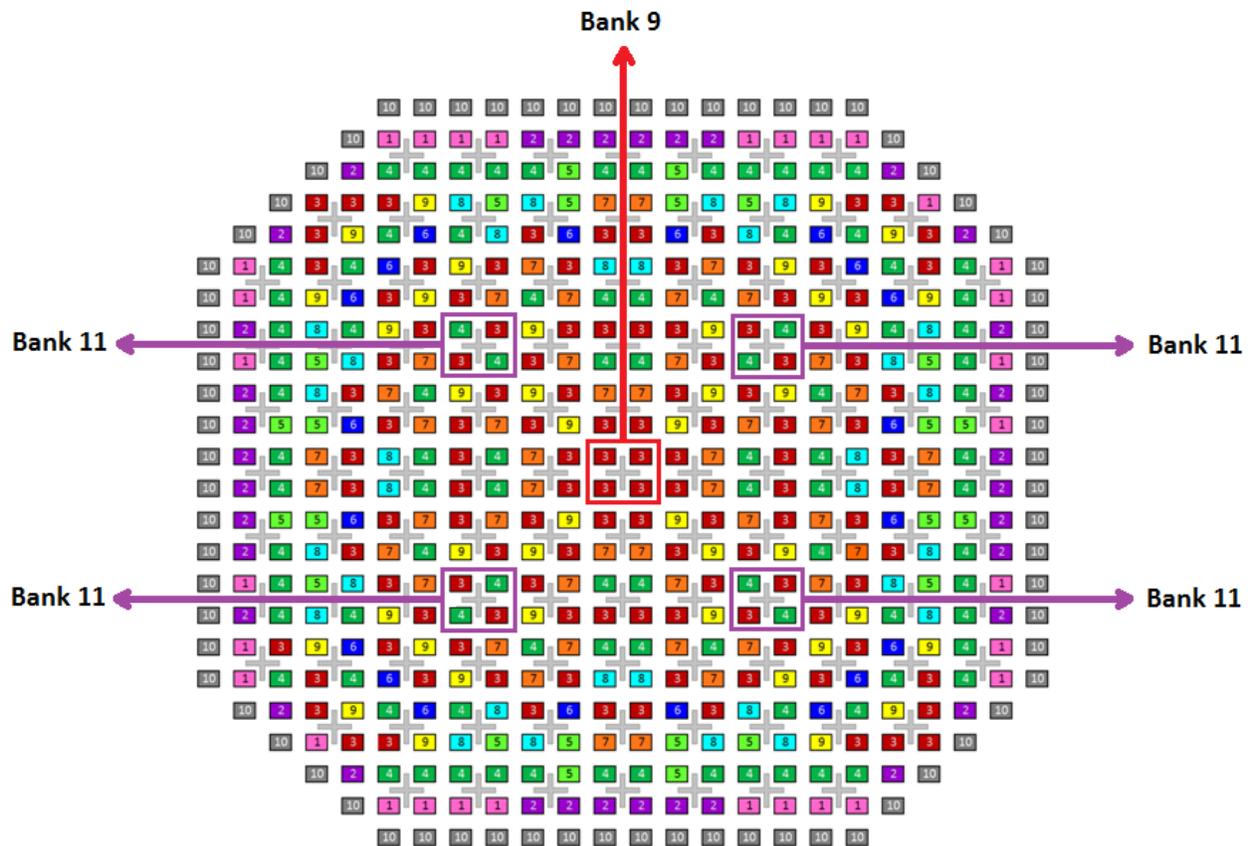


Figura 7. Barras de control utilizadas para el acoplamiento TRACE/PARCS.

Tabla III. Resultados de la simulación junto TRACE / PARCS en estado estable.

PARCS	Simulation Value	
k-eff Nominal	0.999932	
TRACE	Simulation Value	Units
Temp. de entrada en el núcleo	551	K
Temp. de salida en el núcleo	569.7	K
Flujo total en el núcleo.	10000	kg/s
Presión de entrada en el núcleo	8.55	Mpa
Presión de salida en el núcleo	8.36	MPa
Caída de presión en el núcleo	0.19	MPa
Fracción de vacíos promedio en el núcleo	0.40335	

8.3 Descripción del caso transitorio de referencia

Una vez que se tiene un estado estable en equilibrio, el siguiente paso es simular el transitorio CRD, donde la barra de control seleccionada para caer es la barra de control central, la barra del banco 9, la cual al tiempo $t = 0$ s se encuentra en la posición 30 y al tiempo $t=0.2$ s cambia su posición a 48, es decir totalmente extraída.

Como se muestra en la Figura 8 la potencia aumenta al empezar a caer la barra de control y poco después de 0.2 s (una vez que la barra de control está totalmente retirada), alcanza su máximo. La potencia máxima para este transitorio es alrededor de 138% de la potencia nominal. Después la potencia empieza a disminuir debido al efecto Doppler que es responsable del aumento de absorción de neutrones en las resonancias del combustible Uranio, principalmente en el isótopo U^{238} .

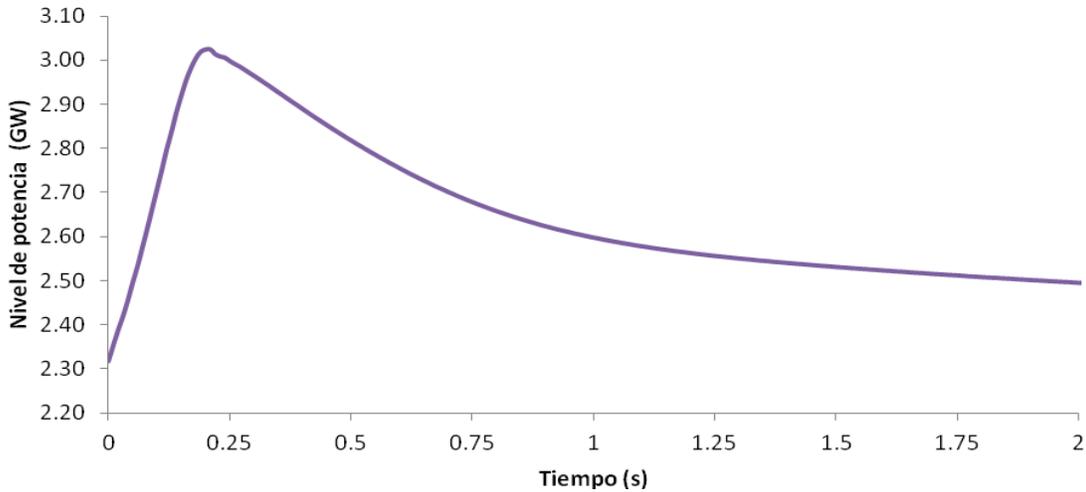


Figura 8. Nivel de potencia durante el transitorio de caída de barra de control.

8.3 Resultados del análisis de sensibilidad e incertidumbre

Para el análisis de sensibilidad e incertidumbre, se realizaron un total de 100 corridas con los datos obtenidos con SUSA. La Figura 9 muestran los resultados durante el transitorio para potencia normalizada.

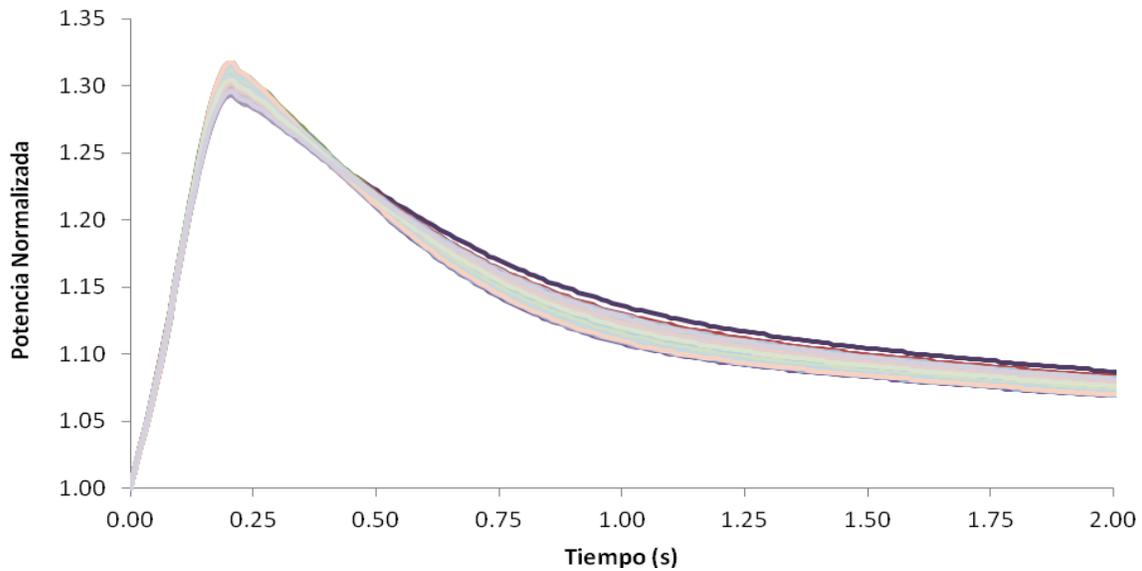


Figura 9. Nivel de potencia normalizada para las 100 simulaciones.

Con el análisis de incertidumbre dependiente de un índice (en este caso dependiente del tiempo) se generó la banda de incertidumbre para la potencia normalizada (Figura 10), en el cual se puede ver el valor máximo, el valor mínimo y el promedio de la potencia durante el transitorio para las 100 simulaciones. Estas bandas ayudan a conocer el rango de valores de la respuesta a analizar, en este caso la potencia, y es posible conocer con mayor precisión si la respuesta analizada podría exceder el margen de seguridad teniendo en cuenta las incertidumbres. En este caso no se realizó una comparación contra los límites térmicos debido a que el modelo TRACE/PARCS no fue diseñado con los valores de operación de una planta real, por lo que un rango de comparación no sería representativo. Sin embargo, con los valores reales es posible realizar tales comparaciones.

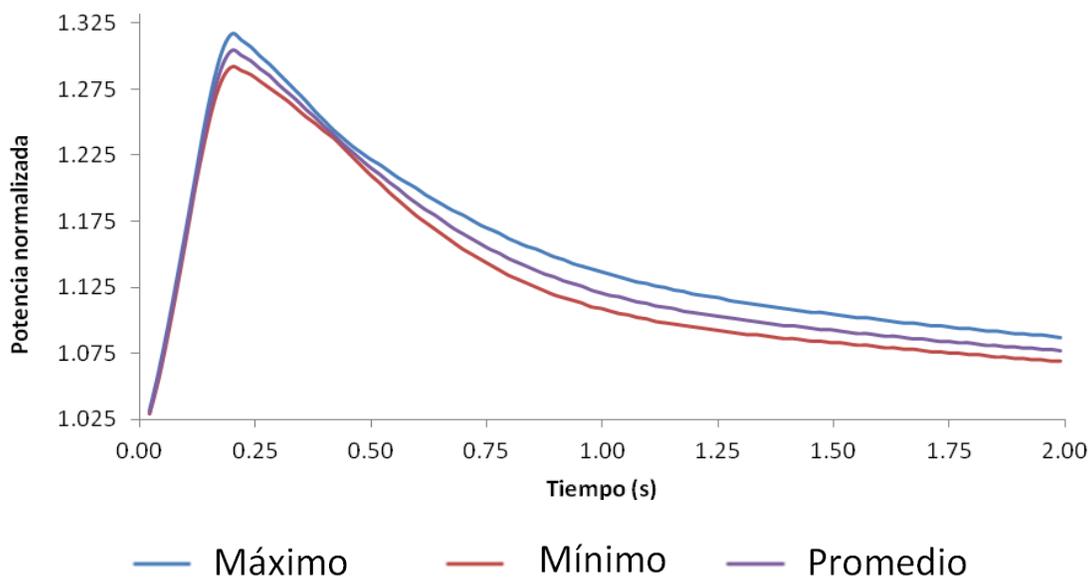


Figura 10. Banda de incertidumbre para la potencia normalizada

También se realizó un análisis de sensibilidad de los parámetros con el valor máximo de la potencia normalizada. La Figura 11 muestra el resultado de este análisis, donde se puede observar la influencia de cada parámetro de entrada en la incertidumbre en el transitorio para la potencia. En la figura se muestran 22 barras, en el eje y se muestra el impacto del coeficiente de correlación para cada parámetro, el valor absoluto del coeficiente de correlación indica el impacto del parámetro en la respuesta que en este caso es la potencia. La longitud de cada barra indica la sensibilidad de cada parámetro de entrada respectivamente (Tabla II). Si el valor de entrada y su resultado tienden a moverse en la misma dirección, entonces el coeficiente es positivo; y si el valor de entrada y su resultado tienden a moverse en dirección opuesta, entonces el coeficiente es negativo. Se destacaron los tres parámetros con mayor impacto mostrando su valor, siendo éstos los parámetros número 3 ($\Sigma_{a,1}$), el número 5 ($v\Sigma_{f,1}$) y el número 6 ($v\Sigma_{f,2}$), por esta razón el análisis de sensibilidad dependiente de un índice se realizó para estos 3 parámetros, mostrando la influencia de cada parámetro en función de tiempo, Figura 12.

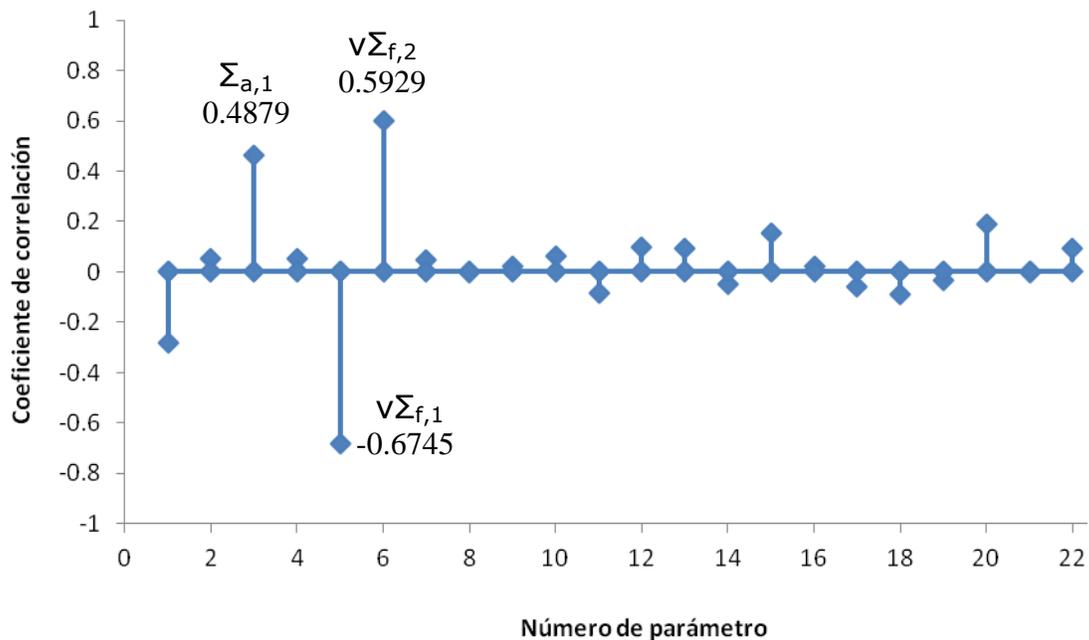


Figura 11. Coeficientes de correlación para la potencia normalizada

Los resultados del análisis de sensibilidad permiten obtener un ranking, con el fin de identificar cómo afectan los diferentes parámetros al comportamiento del núcleo y cuáles tienen la mayor influencia en el transitorio. El transitorio CRD implica, como se esperaba, los cambios en la absorción y por lo tanto en la fisión, sin embargo, otro transitorio podría dar una clasificación muy diferente.

En la Figura 12 el comportamiento de $\Sigma_{a,1}$ es el resultado del efecto Doppler, ya que provoca una mayor absorción, por lo que Σ_a aumenta, pero $\Sigma_a = \Sigma_c + \Sigma_f$ llevando a un factor de correlación positivo de acuerdo con las resonancias de fisión rápidas; $v\Sigma_{f,1}$ al principio tiene un signo positivo y comienza a disminuir, alcanza su mínimo en torno a 0.2 s con signo negativo, $v\Sigma_{f,2}$ presenta un comportamiento opuesto. Los coeficientes de correlación de $v\Sigma_{f,1}$ y $\Sigma_{a,1}$ tienen un comportamiento similar.

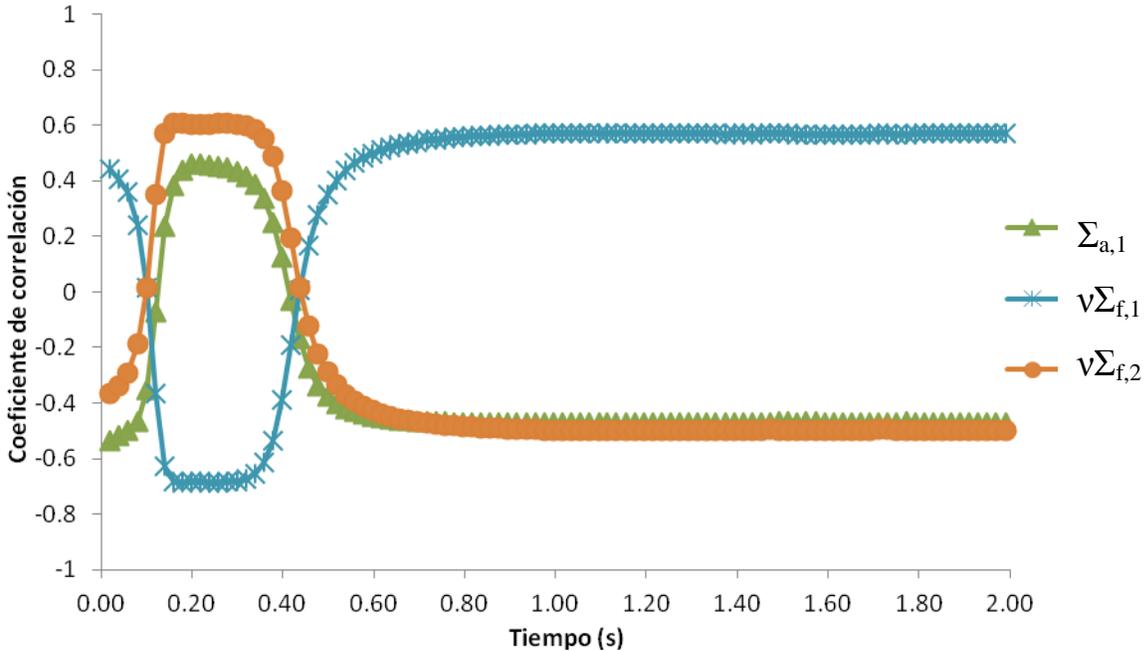


Figura 12. Coeficientes de correlación para los 3 parámetros de mayor impacto para la potencia dependiente del tiempo.

Con los resultados del análisis de sensibilidad escalar es posible construir la Tabla IV en la que se resume el impacto de cada parámetro de incertidumbre.

Tabla IV. Influencia de la incertidumbre de los parámetros en la potencia

Número	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Parámetro	$\Sigma_{t,1}$	$\Sigma_{t,2}$	$\Sigma_{a,1}$	$\Sigma_{a,2}$	$v\Sigma_{f,1}$	$v\Sigma_{f,2}$	$\kappa\Sigma_{f,1}$	$\kappa\Sigma_{f,2}$	$\sigma_{Xe,1}$	$\sigma_{Xe,2}$	$\sigma_{Sm,1}$	$\sigma_{Sm,2}$
Nivel de potencia	--	+	+++	+	---	+++	+	•	+	+	-	+

Número	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
Parámetro	$\Sigma_{f,1}$	$\Sigma_{f,2}$	Σ_{s12}	ADF ₁	ADF ₂	1/v ₁	1/v ₂	yield	beta	lambda
Nivel de potencia	+	-	++	+	-	-	-	++	•	+

*Significado de las entradas +++ / --- grande, ++ / -- mediano, +/- pequeño, • cero o casi cero.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se describe una metodología para llevar a cabo un análisis de sensibilidad e incertidumbre misma que se aplicó al transitorio CRD de un BWR-5. El análisis de incertidumbre genera bandas de incertidumbre, las cuales son requeridas por los organismos reguladores nucleares para complementar los análisis de mejor estimación (Best Estimate). Por lo tanto, con este análisis, es posible observar los rangos en los cuales se encuentran los resultados de las respuestas deseadas (como la potencia) mediante la variación de los parámetros de incertidumbre seleccionados. Esto es muy útil e importante para mantener la seguridad en las centrales nucleares ya que es posible verificar si la banda de incertidumbre está dentro de los márgenes de seguridad. Por ejemplo, si el límite superior de la banda de incertidumbre no rebasa los valores máximos permitidos para la temperatura del combustible, eso quiere decir que se encuentra dentro de los márgenes de seguridad.

El análisis de sensibilidad complementa el análisis de incertidumbre. El análisis de sensibilidad identifica el parámetro o los parámetros con mayor influencia en los resultados, por lo tanto se pueden identificar los parámetros más significativos dentro del proceso, con lo cual es posible centrarse en los parámetros con la mayor influencia con el fin de entender mejor sus efectos.

En este trabajo no se utilizaron datos específicos de una planta nuclear en funcionamiento, ya que el objetivo no es analizar una planta en particular, sino entender y plantear una metodología.

A pesar de esto es posible hacer algunas conclusiones sobre el análisis de sensibilidad e incertidumbre. El transitorio CRD implica cambios directos sobre la absorción en el núcleo (una barra de control cae), por lo tanto, los parámetros esperados que más afectan el cálculo son las secciones eficaces de absorción (Σ_a) y por consiguiente las secciones eficaces de fisión (Σ_f), lo cual es consistente con nuestros resultados.

El análisis podría ser mucho más complicado de analizar en el caso de otros transitorios o accidentes que podrían involucrar no sólo una fuerte influencia neutrónica sino también termohidráulica, pero esta misma metodología puede ser aplicada.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece el apoyo financiero recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform), del Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER–CONACYT.

Se agradece especialmente a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) por la información brindada sobre las secciones eficaces requeridas por PARCS.

REFERENCIAS

1. "Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation", Safety Reports Series **No. 52**, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna (2008).
2. "GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications" Horst Glaeser, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Forschungsinstitute, 85748 Garching, Germany, Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008 (2008), Article ID 798901, 7 pages, doi:10.1155/2008/798901
3. "SUSA Version 3.6 User's Guide and Tutorial", Martina Kloos, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (October 2008).
4. "Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations", W. Zwermann, * B. Krzykacz-Hausmann, L. Gallner and A. Pautz, Gesellschaft fuer Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Forschungsinstitute, 85748 Garching, Germany, M. Mattes, Universitaet Stuttgart, IKE, Pfaffenwaldring 31, 70550 Stuttgart, Germany, Journal of the Korean Physical Society, Vol. 59, No. 2, August 2011, pp. 1256~1259
5. "Use of SUSA in Uncertainty and Sensitivity Analysis for INL VHTR Coupled Codes" , Gerhard Strydom, Idaho National Laboratory, June 2010
6. "Ranking of input parameters importance for BWR stability based on Ringhals-1", Ivan Gajev, Tomasz Kozlowski, Yunlin Xu , Thomas Downar, International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (M&C 2011) Rio de Janeiro, RJ, Brazil, (8-12 May 2011).
7. "Personal Information" C. Hartmann (2014).
8. "TRACE V5.840 THEORY MANUAL Field Equations, Solution Methods and Physical Models", Division of System Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
9. "TRACE V5.840 USER'S MANUAL Volume 1: Input Specification", Division of System Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
10. "TRACE V5.840 USER'S MANUAL Volume 2: Modeling Guidelines ", Division of System Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.

11. "PARCS v3.0: U.S. NRC Core Neutronics Simulator USER MANUAL", T. Downar, Y. Xu, V. Seker, Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences, University of Michigan, Ann Arbor, MI (May 2013).
12. "PARCS v3.0: U.S. NRC Core Neutronics Simulator THEORY MANUAL", T. Downar, Y. Xu, V. Seker, , Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences, University of Michigan, Ann Arbor, MI 48109 (January 2012).
13. B. Thorlaksen, "Analysis of Control Rod Ejection Accidents in Large Boiling Water Reactors", Riso National Laboratoy, Riso Report No. **344** (November 1976).