

ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRES EN LA GENERACIÓN DE LOS PARÁMETROS NEUTRÓNICOS UTILIZADOS EN LA SIMULACIÓN DE TRANSITORIOS EN REACTORES BWR Y PWR CON CÓDIGOS ACOPLADOS

T. Barrachina^a, R. Miró^a, R. Macián^b, G. Verdú^a

^aInstituto de Seguridad Nuclear, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)
Universitat Politècnica de València - UPV
Camí de Vera s/n, 46021 Valencia
cmesado@iqn.upv.es tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es

^bLehrstuhl für Nukleartechnik
Technical University Munich
Boltzmannstrasse 15, 85747 Garching, Germany
Rafael.Macian@ntech.mw.tum.de

SINOPSIS.

Este artículo presenta un estudio sobre la influencia de la información relativa a incertidumbre neutrónica macroscópica que describe un modelo de núcleo tridimensional en los resultados más importantes de la simulación de un Accidente de Inserción de Reactividad (RIA).

Los análisis RIA en un reactor BWR y en un reactor PWR se ha llevado a cabo utilizando un modelo tridimensional termohidráulico-neutrónico con los códigos acoplados TRACE-PARCS y RELAP-PARCS. Las secciones eficaces se han obtenido aplicando la metodología SIMTAB a partir de los datos de CASMO-SIMULATE.

Los análisis Best Estimate consisten en una descripción, acoplado la termohidráulica y la neutrónica, del comportamiento del sistema nuclear, por lo tanto, la incertidumbre de ambos aspectos se debe tener en cuenta.

La metodología de base estadística establece que en primer lugar se debe realizar un muestreo tipo Monte-Carlo de la incertidumbre en las secciones eficaces macroscópicas. El tamaño de la muestra se determina mediante las características de los intervalos de tolerancia aplicando las fórmulas de Noether-Wilks.

Las secciones eficaces macroscópicas que lee el código PARCS se modifican directamente con la incertidumbre, ejecutando tantas simulaciones como tamaño de muestra. Los variables de salida se analizan aplicando métodos estadísticos no-paramétricos para determinar sus intervalos de tolerancia.

Por último, se realiza un análisis de sensibilidad con el fin de establecer cuál es el parámetro de entrada, en este caso, de los parámetros cinéticos, que más influye en los resultados.

1. INTRODUCCIÓN

Los programas Best Estimate hacen uso de los mejores modelos físicos y métodos numéricos para simular el comportamiento de plantas nucleares. Es bien sabido que sus resultados están afectados por la incertidumbre de los diferentes métodos y modelos, por lo que para extraer conclusiones adecuadas es necesario aplicar metodologías de propagación de incertidumbres.

Cuando el análisis Best Estimate consiste en un acople termohidráulico y neutrónico, las incertidumbres provenientes de ambos códigos deben incluirse y propagarse a la vez. Este artículo presenta un estudio sobre la influencia de la información relativa a incertidumbre neutrónica macroscópica que describe un modelo de núcleo tridimensional en los resultados más importantes de la simulación de un Accidente de Inserción de Reactividad (RIA), el cual forma parte del análisis de accidentes necesarios para la obtención de la licencia de la planta.

En este artículo se presenta el análisis de incertidumbres y sensibilidad sobre un reactor BWR en un CRDA (accidente de caída de barra de control) y sobre un reactor PWR en un REA (accidente de salida de barra de control). Estos accidentes son causados por el fallo de mecanismo de accionamiento de la barra de control. Como consecuencia, una cierta reactividad es introducida en el sistema de forma continua; ésta ha de ser compensada por medio de otro mecanismo de realimentación para así mantener su valor dentro de unos valores seguros y regulados. La descripción de la respuesta del reactor está basada en el análisis del acople neutrónico-termohidráulico estándar en la industria, TRACE [1] / PARCS v2.7 [2] y RELAP [3] / PARCS v2.7 respectivamente.

Los datos necesarios para la descripción neutrónica del comportamiento del núcleo, es decir, el conjunto de secciones eficaces, son obtenidos usando el código CASMO4-SIMULATE3 y procesado según la metodología SIMTAB desarrollada en la Universidad Politècnica de València (UPV) conjuntamente con Iberdrola [4].

La simulación del transitorio empieza con la eyección (o la caída) de la barra de control de máximo valor; la barra está completamente fuera en 0.1 segundos. Esto introduce una reactividad continua que modifica el estado del sistema. Como resultado del incremento de la temperatura del combustible, se produce una realimentación de reactividad por efecto Doppler, que contrarresta el incremento de potencia y lo reconduce a valores por debajo del estado nominal antes de que la entalpía del fuel alcance valores cercanos o por encima del límite de seguridad (170 cal/g o 711.756 kJ/kg). Como resultado, la cantidad de energía depositada en el combustible nuclear permanece por debajo del máximo valor aceptable para la seguridad, asegurando además, que el combustible no se verá dañado.

2. METODOLOGÍA DE ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRES

La metodología usada en este trabajo está basada en el uso de técnicas estadísticas para calcular la sensibilidad e incertidumbre a partir de los resultados de las simulaciones. La ventaja de una metodología basada en una muestra estadística de variables de entrada es que no es necesario hacer una selección previa de las variables de entrada que son más importantes para la simulación. El análisis de sensibilidad posterior al estudio de incertidumbre reflejará cuáles tienen una importancia mayor.

El primer paso en esta metodología consiste en seleccionar las variables de entrada objeto de análisis. En este caso se han tomado como variables de entrada más relevantes los parámetros neutrónicos. El siguiente paso consiste en la cuantificación de las incertidumbres asociadas a estas variables. En principio se desconoce cuáles son las funciones de densidad de probabilidad (*Probability Density Functions* - PDFs) que se debe asignar a las variables de entrada. Las PDFs cuantifican la probabilidad de que estas variables tomen un valor específico dentro de su rango de variación. Esta es la fase inicial del análisis, y es la más subjetiva de todo el proceso. La determinación de las PDFs no es una tarea sencilla, y para

muchas variables, su PDF no es conocida. Cuando no hay datos disponibles, la última opción es asignar PDFs Subjetivas (SPDFs) basadas en la experiencia o en un juicio personal. Una de las PDFs más usada comúnmente es la distribución uniforme, a falta de más información esta asigna probabilidades iguales para todo el rango de variación de la variable. La distribución normal o log-normal también es comúnmente usada para describir medidas experimentales. Estas pueden ser truncadas para tener en cuenta el hecho de que algunos parámetros puedan tener su rango de variación limitado por restricciones físicas, como por ejemplo presión demasiado alto o baja.

Claramente, la elección de las PDFs para la distribución de las variables de entrada al modelo influirá en los resultados del análisis debido a que la influencia estocástica de las PDFs se propaga a través del modelo determinista hasta llegar a los resultados. Por lo tanto, se ha de tratar con especial cuidado a la hora de asignar la información de incertidumbre a las variables de entrada del modelo. Una vez las PDFs y rangos de variación han sido asignados, se hace un muestreo aleatorio del hiperespacio creado por las variables. Es importante comentar que la precisión de los resultados obtenidos no es dependiente del número de parámetros de entrada, pero sí que lo es, entre otros parámetros, del tamaño y la aleatoriedad del proceso de muestreo. Esta última condición asegura la aleatoriedad en el resultado.

El mínimo número de datos en la muestra viene dado por la fórmula de Wilks de acuerdo al grado de precisión requerido para la medida de incertidumbre. Un análisis estadístico de las variables de salida $(Y)_N$ con métodos no paramétricos puede producir intervalos de tolerancia, que son capaces de cuantificar la incertidumbre de Y . Un intervalo de tolerancia viene dado por $[límite inferior, límite superior]$ y es una estimación del intervalo de variación de dicho parámetro con una probabilidad, p , y un nivel de confianza preestablecido, γ . Los intervalos de tolerancia son obtenidos por muestras o fracciones de la población total de una variable aleatoria Y con una cierta confianza γ . Muestran donde la mayor parte de la población de Y puede encontrarse a medida que esta variable es afectada por las incertidumbres de las variables de entrada y los modelos matemáticos.

Con un número N de conjuntos de muestras de variables de entrada y de modelos, el código se ejecuta N veces, cada una con unos valores de la muestra diferentes y elegidos aleatoriamente.

Como resultado de describir la incertidumbre en las variables de entrada con las PDFs, los resultados del código también son aleatorios. Las PDFs de los resultados contienen toda la información necesaria para calcular su incertidumbre. El problema es que estas funciones normalmente no son conocidas. Por lo tanto, para cuantificar la incertidumbre exacta, se debe garantizar la forma de las PDFs de las variables de salida, pero esto no es siempre posible. La única posible alternativa es obtener tanta información como sea posible sobre las propiedades de las PDFs y principales parámetros a partir de distribuciones empíricas y estimadores. Uno de los estimadores más usados es el cuantil.

El objetivo principal del análisis de incertidumbre es cuantificar la varianza de las variables de salida del código debida a la varianza de las variables de entrada. Si se tiene una muestra aleatoria de variables de salida, $((Y)_1, \dots, (Y)_n)$, con una PDF normal, es posible calcular el intervalo de tolerancia a partir de la media de la muestra, m_y , y la desviación estándar de la muestra, s_y . Sin embargo no se puede garantizar que la muestra de variables de salida esté normalmente distribuida. Sin embargo, si la muestra es aleatoria, se puede aplicar un test estadístico para comprobar la hipótesis de normalidad en la muestra. Tres de estos test son el parámetro estadístico W , el test Lillefors y el test para la normalidad de Kolmogorov.

El propósito de un análisis de sensibilidad es cuantificar la influencia de las variables de entrada sobre las variables de salida o resultados. Con los cálculos de sensibilidad se puede asignar un valor numérico a esta influencia, y por tanto, ser de gran utilidad para un ordenamiento posterior de la influencia de las variables de entrada en la variable de salida de interés.

La mayoría de las medidas de sensibilidad globales están relacionadas con regresiones lineales. Algunas de estas son útiles para detectar relaciones lineales, y otras, como la llamada Rank Correction, son útiles para cuantificar la relación entre las variables que se comportan monótonicamente con respecto de las otras (por ejemplo si pequeñas variaciones de una variable corresponden con pequeñas variaciones de la variable afectada) Comparaciones entre estos dos tipos de medidas, aplicadas sobre la misma muestra de datos, pueden detectar comportamientos no lineales en el código.

Entre los ejemplos de medidas lineales encontramos el coeficiente de correlación simple (SCC), el producto del momento de Pearson, y el coeficiente de correlación parcial (PCC). La ventaja más importante del PCC es que elimina la influencia lineal de las otras variables de entrada sobre los resultados, dejando solo las variables de entrada cuya sensibilidad se está calculando. Para tratar con modelos que son claramente no lineales se puede usar el coeficiente de correlación simple (SRCC) o de rango parcial (PRCC). Para calcular estos dos la muestra de variables de entrada y salida se ordena separadamente en orden decreciente o creciente, y se asigna un rango a cada valor. Las series ordenadas estarán relacionadas linealmente si las dos series originales sin ordenar están relacionadas monótonicamente. Esto es verdad incluso si la relación entre las series sin ordenar no es lineal. Por lo que los valores absolutos de SRCC y PRCC cuantificarán el grado de relación entre las variables de entrada y de salida de interés. Cuanto más cerca este dicho coeficiente de uno, mayor será la influencia de las variables de entrada sobre las de salida.

El análisis de sensibilidad permite determinar los parámetros neutrónicos más influyentes sobre la incertidumbre de la potencia y reactividad del reactor.

3. ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRES DE UN ACCIDENTE DE CAÍDA DE BARRA EN UNA CENTRAL BWR

3.1 Descripción del modelo

El núcleo del reactor BWR en estudio tiene 177 barras de control, 624 elementos combustibles y 166 elementos reflectores.

Para la simulación del accidente de caída de barra (CRDA) con TRACE/PARCS v2.7, las barras de control están agrupadas en tres bancos, tal y como se muestra en la Figura 1. Inicialmente, los grupos 2 y 3 están totalmente insertados y el grupo 1 está totalmente extraído.

El estado estacionario inicial corresponde a las condiciones de parada en caliente, con una temperatura del combustible de 563.71 K y una densidad del moderador de 731.15 kg/m³. El transitorio se produce por la caída del grupo 3 un total de 12 muescas a 1 m/s [1].

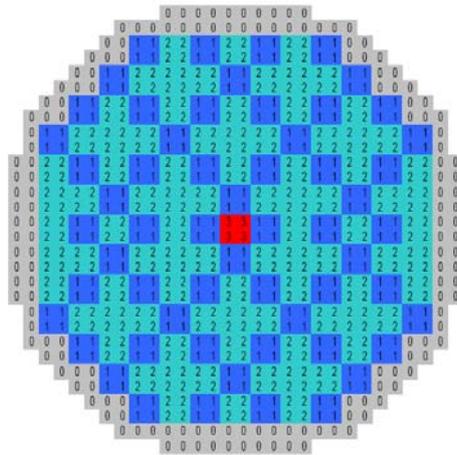


Figura 1: Asignación de los grupos en las barras de control.

El núcleo del reactor se ha modelado con 14 canales termohidráulicos usando el código TRACE. Las condiciones de contorno de la entrada y de la salida se modelan como componentes FILL y BREAK (ver figura 2).

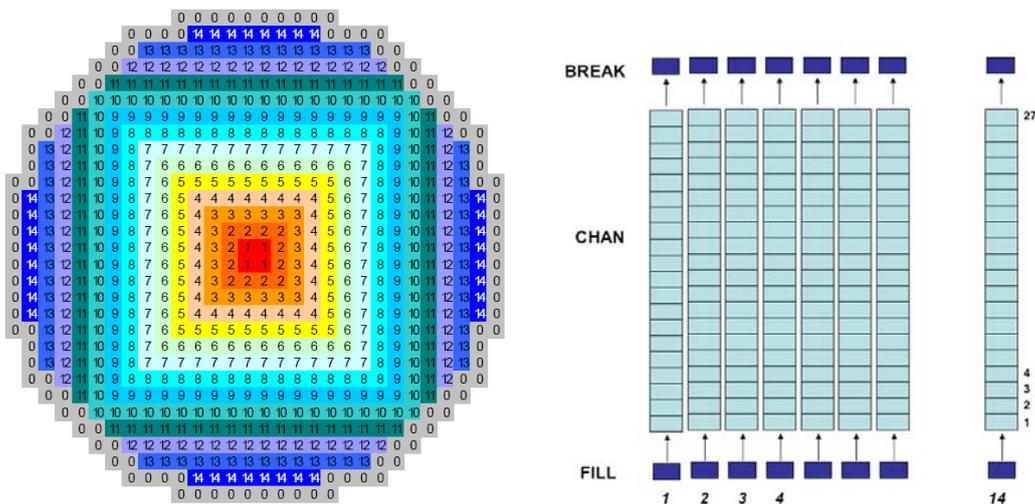


Figura 2: Mapa de canales radiales y modelo TRACE.

Radialmente el núcleo está dividido en celdas de 15.24 cm, cada una corresponde a un elemento combustible además de una celda para el reflector. Axialmente, el núcleo está dividido en 27 celdas, 25 celdas más dos del reflector) con una altura de 15.24 cm cada una, siendo la altura activa total del núcleo de 381 cm.

Para el código neutrónico, se consideran 76 tipos de elementos con 1878 composiciones diferentes. Las secciones eficaces 3D son obtenidos de la metodología SIMTAB, desarrollada en la UPV conjuntamente con Iberdrola, esta metodología parte de los datos del código SIMULATE.

3.2 Resultados

Las variables de entrada consideradas en el análisis de incertidumbre y sensibilidad son los siguientes siete parámetros neutrónicos:

1. Coeficiente de difusión del grupo rápido: D_F ,
2. Coeficiente de difusión del grupo térmico: D_{Th} ,
3. Secciones eficaces macroscópicas de *scattering* desde el grupo rápido hasta el térmico: Σ_s ,
4. Secciones eficaces macroscópicas de absorción del grupo rápido: $\Sigma_{a,F}$,
5. Secciones eficaces macroscópicas de absorción del grupo térmico: $\Sigma_{a,Th}$,
6. Secciones eficaces macroscópicas de fisión del grupo rápido: $\nu\Sigma_{f,F}$,
7. Secciones eficaces macroscópicas de fisión del grupo térmico: $\nu\Sigma_{f,Th}$

El tamaño de la muestra, obtenido a partir de la fórmula de Wilks, con dos límites de tolerancia y un 95% de incertidumbre y 95% de nivel de confianza en las variables de salida, es igual a 100.

El análisis se ha llevado a cabo asumiendo una PDF uniforme y una PDF normal con tres desviaciones típicas diferentes para las variables de entrada, 1%, 5% y 10%.

El análisis de incertidumbres muestra que variaciones del 1% tienen poca influencia en las variables de salida de interés (los valores del pico de potencia y el tiempo al que se producen son similares).

Las comparaciones del tipo de PDF usado muestran que una PDF normal (comparada con una PDF uniforme) da unos resultados más conservativos en cuanto a valor máximo del pico de potencia y dispersión de los puntos. Conclusiones similares se pueden extraer de la incertidumbre de las reactividades.

Incrementando la incertidumbre, el valor del tiempo al que se produce el pico de potencia sufre una dispersión, aunque el propio valor de potencia no cambia significativamente, incluso para incertidumbres del 10% (ver figura 3).

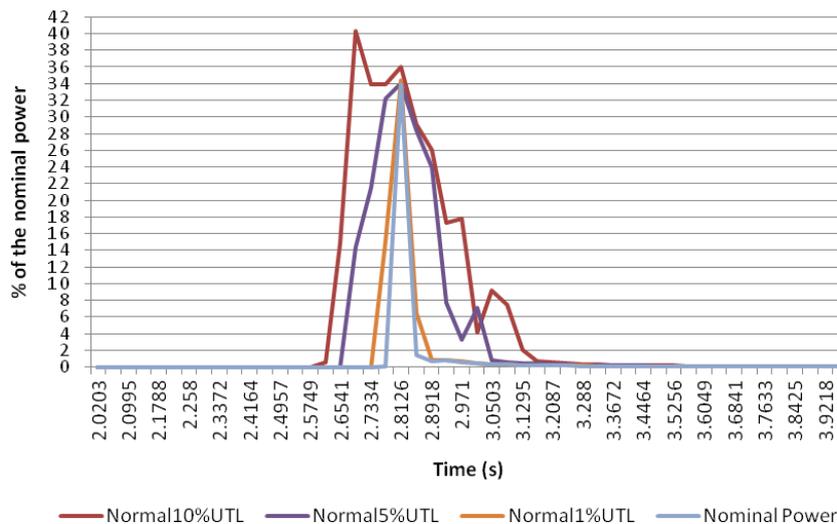


Figura 3: Limite de tolerancia superior (LTS) usando PDF normal en las secciones eficaces.

En distribuciones normales se obtienen intervalos de tolerancia más grandes que en distribuciones uniformes, con valores más bajos al principio y valores más altos al final, como se puede observar en la figura 4.

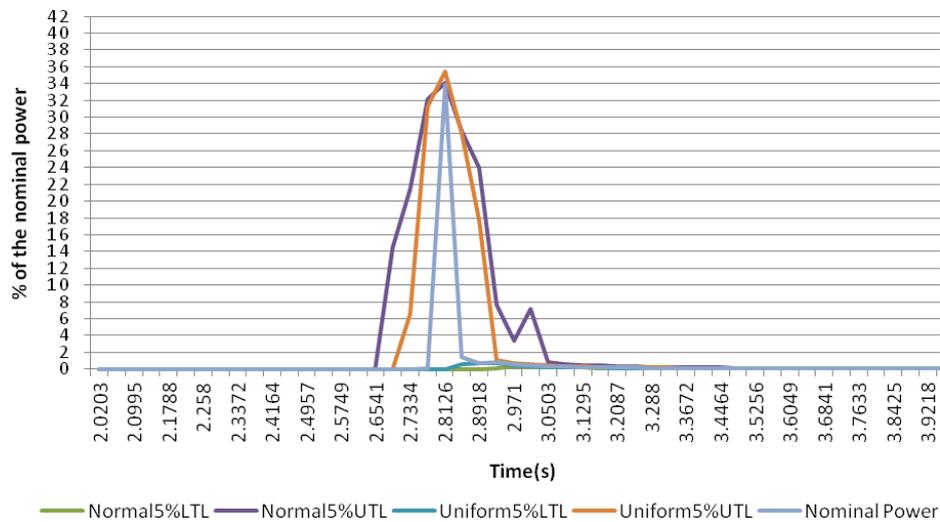


Figura 4: Limites de tolerancia usando PDF uniforme en las secciones eficaces.

El análisis de sensibilidad (ver figura 5) muestra que la incertidumbre más influyente corresponde al coeficiente de difusión (1), el cual determina la pérdida de neutrones; la sección eficaz de scattering (3), la cual determina la moderación; y por último, ambas secciones eficaces de fisión, que determinan el ratio de potencia por fisión. La incertidumbre de las secciones eficaces de absorción tiene muy poca influencia en las variables de salida consideradas.

The 7 Ordinary Product-Moment Correlation Coefficients
Sample Size= 100, Transf.= 0, $R^{*2}= 0.8446$

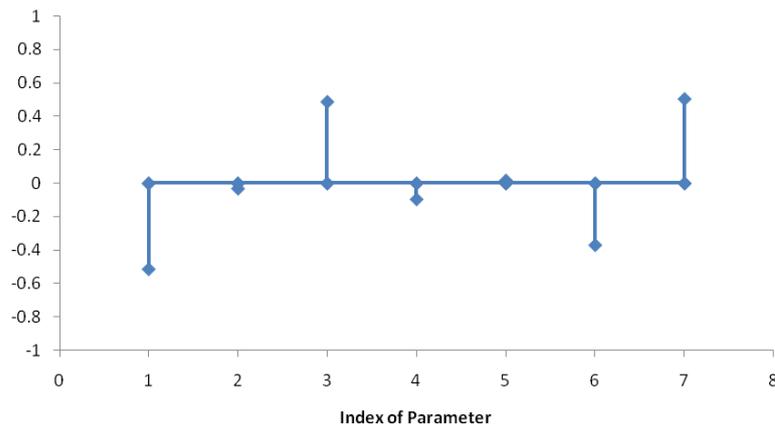


Figura 5: Coeficiente de correlación parcial para la máxima potencia. $R^2=0.85$. (1: D_F , 2: D_{Th} , 3: Σ_s , 4: $\Sigma_{a,F}$, 5: $\Sigma_{a,Th}$, 6: $\nu\Sigma_{f,F}$, 7: $\nu\Sigma_{f,Th}$).

Finalmente, un análisis del tipo de incertidumbre de las variables de salida muestra que ninguna de estas puede asumirse que su incertidumbre tiene distribución normal, incluso

cuando se asume una distribución normal en la incertidumbre en los datos neutrónicos. Esto se justifica por el carácter no lineal de los mecanismos de realimentación en el sistema de respuesta del BWR, este distorsiona la normalidad a medida que la incertidumbre se propaga a los resultados.

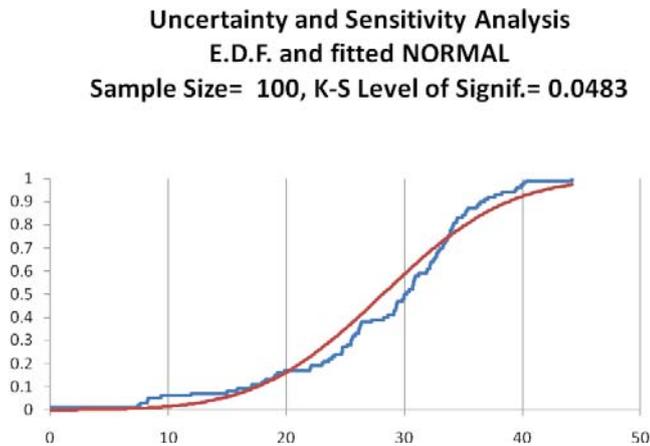


Figura 6: Test para la normalidad de Kolmogorov-Smirnov, aplicado a la máxima potencia.

4. ANÁLISIS DE SENSIBILIDAD E INCERTIDUMBRES DE UN ACCIDENTE DE EYECCIÓN DE BARRA EN UNA CENTRAL PWR

4.1 Descripción del modelo

En este caso, el reactor ha sido modelado con 10 canales termohidráulicos. El estado inicial corresponde con las condiciones de parada en caliente con un densidad del moderador de 742 kg/m^3 , y una temperatura del fuel de 565.6 K . El caudal másico inicial a través del núcleo es de 13301 kg/s distribuido uniformemente a través de los 10 canales.

El transitorio empieza con la eyección de la barra de control de mayor valor. Las barras de control están agrupadas en 6 bancos, los cuales están totalmente insertados al inicio del transitorio. La barra de control eyectada está localizada en la posición 13-11 (ver figura 7).

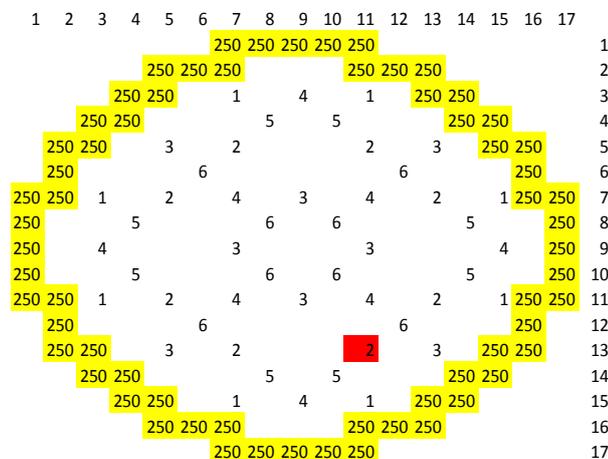


Figura 7: Bancos de barras de control.

Los canales termohidráulicos que rodean la barra de control eyectada han sido modelados como canales independientes, mientras que los otros han sido agrupados como un único canal (ver figura 8)

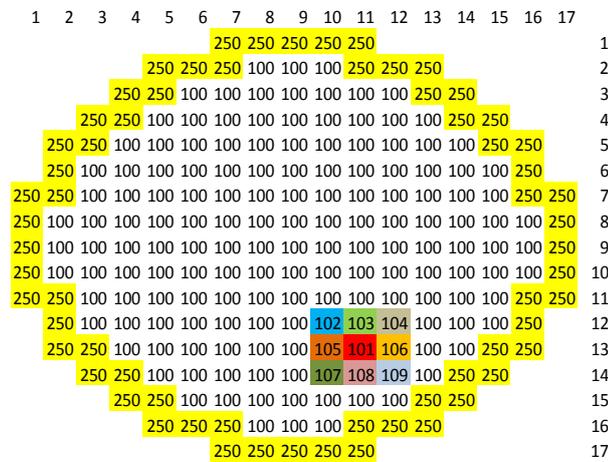


Figura 8: Mapa radial de canales termohidráulicos.

Radialmente, el núcleo está dividido en celdas de 21.504x21.504 cm, cada celda corresponde a un elemento combustible, más los elementos reflectores. El mapa radial contiene 157 elementos combustibles y 64 elementos reflectores.

Axialmente, el núcleo está dividido en 26 celdas (24 celdas de los elementos combustibles más 2 para el reflector superior e inferior) con 15.24 cm de altura cada una, con una altura activa total de 365.76 cm.

El transitorio se inicia con la eyección de la barra de control posicionada en 13-11, esta es extraída totalmente en 0.1 segundos a los 2s de transitorio.

4.2 Resultados

Como en el caso anterior, el tamaño de muestra es de 100 simulaciones, suficiente para garantizar los límites de tolerancia para las variables de salida con un rango del 95% de incertidumbre y un 95% de confianza. Los intervalos, en función del tiempo, están dados para el máximo de potencia.

Para analizar la influencia del tipo de incertidumbre en los datos neutrónicos, se han usado tres PDFs diferentes con varianzas de 0.1%, 0.5% y 1%.

El análisis de sensibilidad para las siete secciones eficaces macroscópicas (1:diff1, 2:diff2, 3:ss, 4:abs1, 5:abs2, 6:f1, 7:f2) también se ha realizado para las mismas variables de salida en función del tiempo y para la potencia máxima.

En este caso, se ha analizado el límite de tolerancia superior para la potencia máxima. Se observa en la figura 9 que incrementando la incertidumbre, hay una dispersión en los valores del tiempo correspondientes a la subida de potencia, además el valor máximo varía drásticamente.

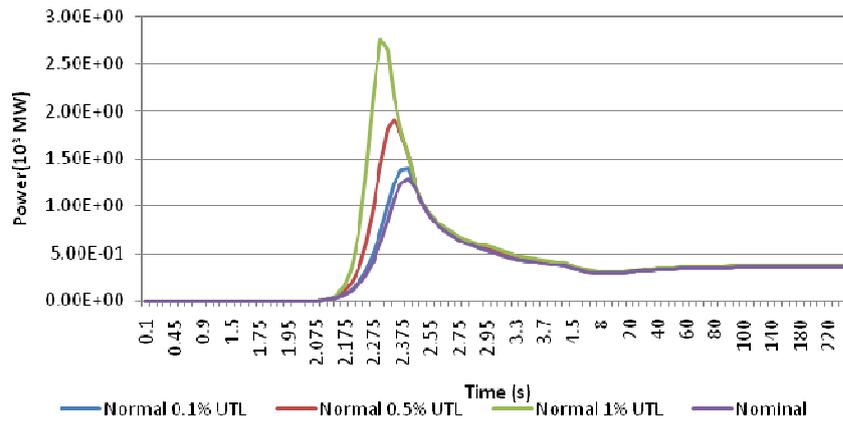


Figura 7: Límite de tolerancia superior (95%, 95%) para incertidumbre normal en las secciones eficaces.

A pesar de esto, los casos donde el pico de potencia alcanza valores más altos son pocos (ver figura 10 donde se muestra el cuantil 0.9).

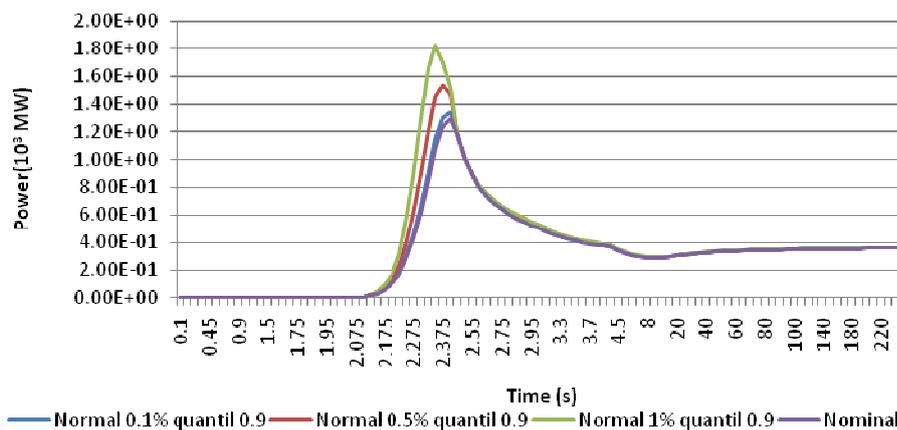


Figura 8: Límite de tolerancia superior (95%, 95%) para incertidumbre normal en las secciones eficaces.

Los análisis de sensibilidad, en función del tiempo, para las tres PDFs normales usadas, se muestran en las figuras 11, 12 y 13.

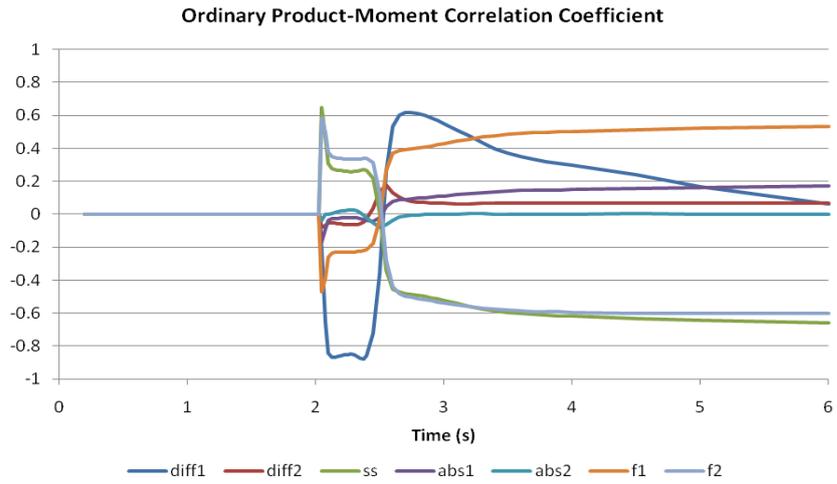


Figura 9: Producto del momento de Pearson, normal 1%.

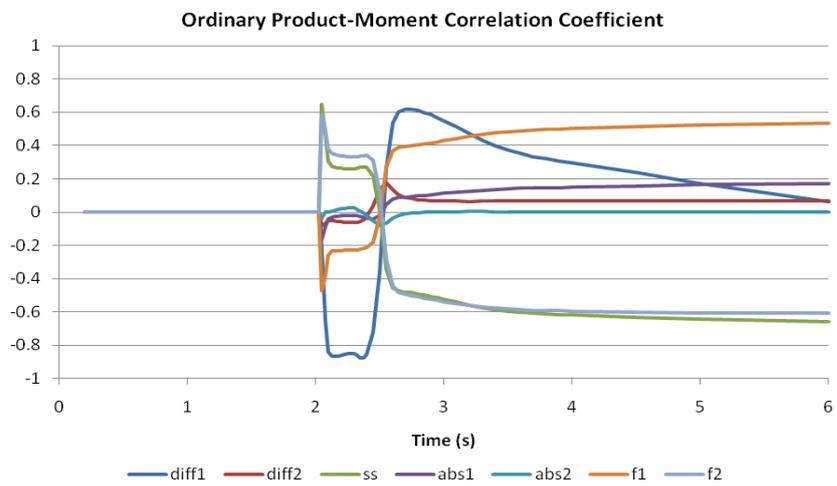


Figura 10: Producto del momento de Pearson, normal 0.5%.

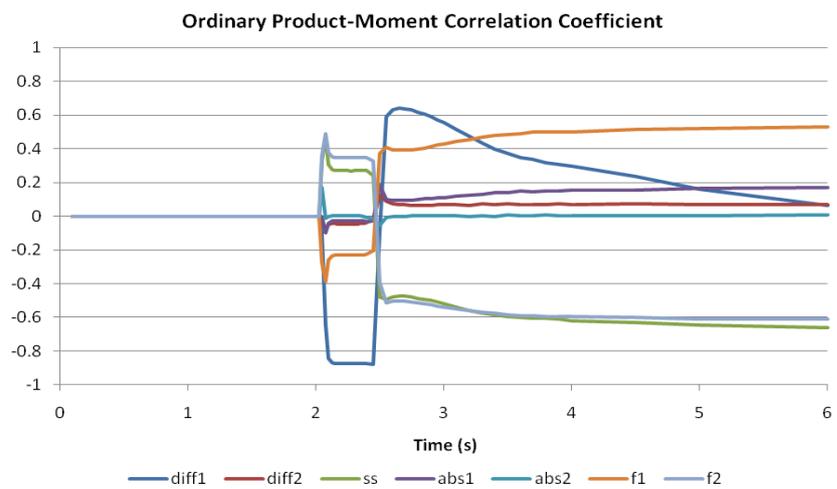


Figura 11: Producto del momento de Pearson, normal 0.1%.

El coeficiente de difusión rápido (*diff1* en las figuras 11, 12 y 13) es el parámetro más afectado con un factor muy negativo. Esto es debido a la variación de sensibilidad en la reactividad de las barras de control al principio de la eyección.

La sección eficaz de fisión del grupo rápido (*f1*), también tiene un coeficiente negativo. La sección eficaz de *scattering* (*ss*) y la sección eficaz de fisión del grupo térmico (*f2*), también sufren cambios importantes en su sensibilidad, pero con valores positivos.

Con la inserción de reactividad negativa, que ocurre debido a la temperatura del fuel (instante de tiempo 2.55 s), hay un cambio significativo en la sensibilidad de estos cuatro parámetros. Los signos cambian de negativo a positivo y viceversa, con una alta sensibilidad. Cuando las barras de control ya han sido extraídas, la sensibilidad cambia en pequeñas cantidades hasta alcanzar un valor estable.

El análisis de sensibilidad (ver figura 14) muestra que la incertidumbre más influyente corresponde al coeficiente de difusión del grupo rápido (1), seguida de la incertidumbre de las secciones eficaces de reflexión (3), y finalmente las secciones eficaces de fisión (6 y 7); tal y como sucedía en el caso del BWR.

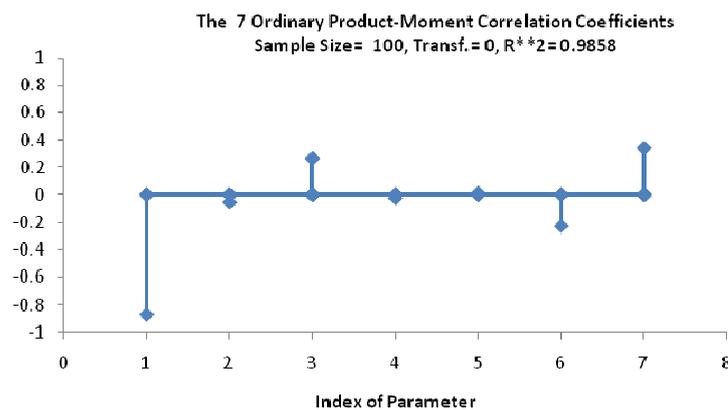


Figura 12: Coeficientes del producto del momento parciales para la máxima potencia. $R^2=0.98$. (1:*diff1*, 2:*diff2*, 3:*ss*, 4:*abs1*, 5:*abs2*, 6:*f1*, 7:*f2*).

5. CONCLUSIONES

En este artículo se han presentado los resultados del análisis de incertidumbre y sensibilidad de un RIA en un reactor BWR y en un PWR.

En el caso de un BWR, los resultados muestran que un incremento de la incertidumbre produce una dispersión en los valores del tiempo a los que la potencia se incrementa y después cae, pero el valor máximo no se ve afectado significativamente, incluso para incertidumbres del 10%.

El análisis de incertidumbres en el reactor PWR muestra que las variaciones sobre 1% tienen una influencia mayor en las variables de salida de interés (mayor pico de potencia y menor tiempo en el que se alcanza este). Variaciones del 0.1 % tienen una influencia menor en las variables de salida, pero estas no pueden ser despreciadas desde el punto de vista de seguridad.

En ambos casos, el análisis de sensibilidad muestra que la incertidumbre más influyente corresponde al coeficiente de difusión del grupo rápido (1), que determina la pérdida de neutrones; la sección eficaz de *scattering* (3), que determina la moderación neutrónica; y finalmente ambas secciones eficaces de fisión, que determina el ratio de potencia liberado por fisión. La incertidumbre en las secciones eficaces de absorción parece ser de poca influencia en las variables de salida consideradas.

Comparaciones de los tipos de PDFs usadas muestran que los resultados usando una PDF normal son más conservadores (en relación a una PDF uniforme) en cuanto a la dispersión del valor del tiempo a al que se produce la subida de potencia, así como el propio valor máximo de potencia.

REFERENCIAS

- [1] R. Miró, G. Verdú, A. M. Sánchez, T. Barrachina, A. Gómez, “Analysis of a rod withdrawal accident in a BWR with the neutronic-thermalhydraulic coupled code TRAC-BF1/VALKIN and TRACE/PARCS”, PHYSOR-2006, ANS Topical Meeting on Reactor Physics, Vancouver, Canada, September 10-14 (2006).
- [2] S. S. Wilks, *Mathematical statistics*, John Wiley & Sons, (1962).
- [3] M. Makai, L. Pal, “Best estimate method and safety analysis II”, *Reliability engineering & system safety*, Vol. 91, pp 222-232 (2006).
- [4] H. Glaeser, E. Hofer, M. Kloos, et al. “Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal-hydraulics”, *Reliability engineering & system safety*, Vol. 45, pp 19-33 (1994).
- [5] M. D McKay, *Sensitivity and uncertainty analysis using a statistical sample of input values*, CRC Press, Boca Raton, Florida (1988).
- [6] E. L. Crow, *Statistics manual with examples taken from ordnance development*, New York Dover Publications (1960).
- [7] R. L. Iman, W.J. Conover, “Small sample sensitivity analysis techniques for computer-models, with an application to risk assessment”, *Communications in statistics part A - theory and methods*, Vol. 9, pp 1749-1842 (1980).
- [8] A. Guba, M. Makai, L. Pal, “Statistical aspects of best estimate method - I”, *Reliability engineering & system safety*, Vol. 80, pp 217-232 (2003).