

Análisis de la incertidumbre en la geometría de la barra combustible y en los modelos mediante la aplicación del sistema DAKOTA/COBRA-TF al ejercicio de la OCDE/NEA Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling (UAM)

Unai Díaz-Chirón^{1,2}, Diana Cuervo²

¹ UPM, C/José Gutiérrez Abascal 2, 28006 Madrid

² CIEMAT, Avda. Complutense, 40, 28040 Madrid
u.diazchiron@gmail.com

Resumen – En los últimos años se están desarrollando en los análisis de seguridad nuclear las denominadas como metodologías realistas. Estas metodologías tratan de obtener resultados evitando excesivos conservadurismos con el objetivo de optimizar los márgenes de seguridad fruto de análisis con hipótesis conservadoras.

Asegurar la operación del reactor con márgenes de seguridad más ajustados permite al explotador de la central operar el reactor en condiciones más ventajosas, lo que se traduce en un mayor beneficio económico. Pero en cualquier caso se debe garantizar la operación segura del reactor. Con este propósito surgió el ejercicio internacional UAM (Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling Benchmark), que insta a los participantes a desarrollar metodologías realistas para determinar qué efecto tienen ciertos parámetros inciertos en los resultados.

Para participar en este benchmark se ha desarrollado en la UPM una herramienta que permite realizar análisis de propagación de incertidumbres termohidráulicas, mediante el acoplamiento del código COBRA-TF con la herramienta estadística DAKOTA usando una metodología de MonteCarlo. Con esta herramienta se ha participado en el benchmark a través del análisis del caso 4-a, que está basado en un experimento de un elemento combustible de un reactor tipo BWR, lo que permite realizar una comparación entre los resultados obtenidos y los medidos experimentalmente.

1. INTRODUCCIÓN

En los últimos años, diferentes sectores de la industria nuclear han ido incorporando cálculos realistas a su metodología de trabajo con el objetivo de obtener resultados y diseños que sean más fieles a la realidad y eviten excesivos conservadurismos. Estas metodologías pretenden demostrar que los márgenes de seguridad considerados, en muchas ocasiones, son demasiado conservadores.

Para que estas metodologías realistas (*Best Estimate*) reemplacen a las conservadoras, se debe primero demostrar al Organismo Regulador que los resultados obtenidos con las metodologías realistas sean representativos de una situación real y que, teniendo en cuenta la incertidumbre del cálculo, los márgenes de seguridad obtenidos con ellas permitan la operación segura del reactor.

Como consecuencia del gran impulso que están tomando las metodologías *best estimate*, y con las expectativas de que en un futuro relativamente próximo éstas sustituyan a las conservadoras, el Comité de Ciencia Nuclear de la OCDE/NEA constituyó en 2005 un grupo de expertos con amplio conocimiento en análisis de incertidumbres. Este grupo propuso al año siguiente la creación de un ejercicio internacional denominado *OECD Benchmark for Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of Light Water Reactors (LWRs)* [4].

El objetivo principal de este *benchmark* consiste en cuantificar los errores que se comenten cuando se utilizan metodologías BEPU (*Best Estimate Plus Uncertainty*). Además, se propone

comprobar si los resultados, junto a sus intervalos de incertidumbre, contienen a los datos obtenidos de experimentos o de la operación real de una planta.

2. ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRE

2.1. Metodologías BEPU

Las metodologías BEPU resuelven un problema mediante hipótesis realistas dando como resultado un valor incierto por el conocimiento imperfecto del sistema. Este conocimiento imperfecto puede tener diversos orígenes, desde una incertidumbre en los parámetros de entrada del modelo, errores introducidos por el usuario del código e imperfección de los modelos utilizados.

En este tipo de metodologías se realiza una propagación de los errores a través del código de cálculo empleado, que, en este caso, se trata de un código termohidráulico de núcleo, obteniendo finalmente un resultado con su intervalo de incertidumbre asociado (figura 1).

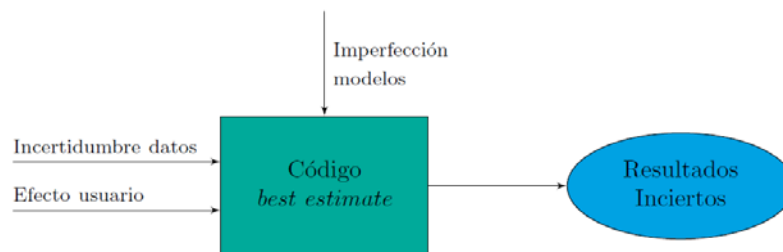


Figura 1. Propagación de las principales fuentes de incertidumbre.

Para realizar el análisis de incertidumbres se ha empleado una metodología de MonteCarlo con el código termohidráulico de núcleo COBRA-TF [1] utilizando como herramienta de análisis estadístico el programa DAKOTA [2].

Las metodologías fundamentadas en la técnica de MonteCarlo se basan en el muestreo aleatorio de una variable incierta, que es descrita mediante una función de densidad de probabilidad. Los valores de las variables inciertas obtenidos tras el muestreo son utilizados a continuación como datos de entrada en el código de análisis. Tras las simulaciones deseadas, se obtendrán unos resultados que describirán una curva de densidad de probabilidad, como consecuencia de la utilización de distintos datos de entrada en cada simulación.

Un aspecto importante de cualquier análisis de incertidumbre es determinar el número de simulaciones a realizar. Cuanto mayor sea el número de simulaciones realizadas, menor es la incertidumbre estadística de los resultados, pero en muchas ocasiones, el elevado tiempo de cálculo de los códigos limita el número de simulaciones a realizar. Es necesario por tanto escoger algún criterio que permita fijar un número de simulaciones para obtener resultados con unos intervalos de tolerancia apropiados. Para ello se ha utilizado la ecuación de Wilks (eq. 1), que determina el número de simulaciones necesarias para obtener resultados para un intervalo de tolerancia.

$$(1 - a^n) - n(1 - a)a^{n-1} \geq b \quad (1)$$

Donde n es el número de simulaciones, b la confianza de los resultados y a la probabilidad de que se obtenga dicho resultado en distintas simulaciones. Si se considera un intervalo de tolerancia 95-95, de la ecuación de Wilks se extrae que el número mínimo de simulaciones es de 93, que será el número de simulaciones a realizar para obtener un nivel de tolerancia aceptable en los resultados que se obtenidos. Un hecho importante es que el número de simulaciones mínimo no tiene dependencia con el número de parámetros inciertos considerados en el análisis.

2.2. Herramienta desarrollada

Como se ha comentado antes, para realizar el análisis de incertidumbre termohidráulico, se han utilizado dos códigos, COBRA-TF y DAKOTA que deben estar acoplados para obtener los resultados deseados. El esquema de acoplamiento (figura 2) consiste en un primer muestreo de las variables inciertas por parte de DAKOTA. A continuación, estos valores aleatorios son introducidos en el archivo de entrada de COBRA-TF, siendo así incluidos en la simulación termohidráulica. Tras las 93 simulaciones, DAKOTA realiza una lectura de los archivos de salida de COBRA-TF en busca de los resultados que hayan sido solicitados por el usuario. A partir de estos resultados, DAKOTA calcula tanto valores medios como desviaciones típicas o coeficientes de correlación entre las variables inciertas y los resultados.

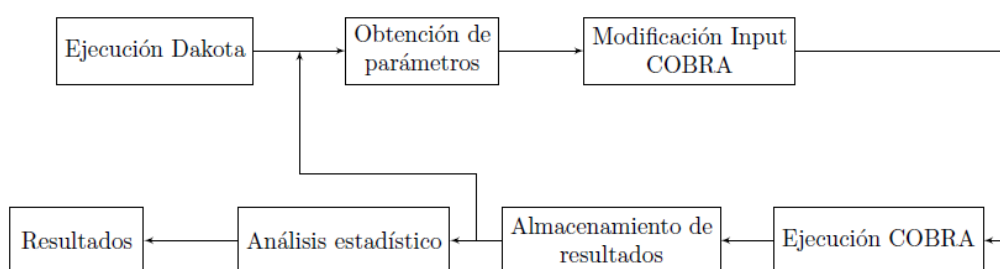


Figura 2. Esquema conceptual del acoplamiento entre DAKOTA y COBRA-TF

Se ha demostrado que un acoplamiento simple entre DAKOTA y COBRA-TF no es suficiente para cumplir con los resultados solicitados en el *benchmark*, por lo que fue necesario realizar un esquema de acoplamiento que permitiese incorporar todas las fuentes de incertidumbre, obtener los resultados requeridos y disminuir el tiempo de ejecución. Además, el nuevo acoplamiento permite obtener resultados estadísticos de distintos parámetros termohidráulicos a partir los archivos de salida generados por COBRA-TF tras una primera ejecución. De esta forma, se evita que por cada nuevo análisis estadístico se tengan que realizar todas las simulaciones de COBRA-TF, lo que supone un ahorro de unas 24 horas de simulaciones por análisis.

3. APLICACIÓN AL BENCHMARK UAM

3.1. Descripción del benchmark

El objetivo del *benchmark* consiste en determinar la incertidumbre propagada en reactores de agua ligera (LWR) a través de todas las etapas del análisis de seguridad incluyendo neutrónica, termohidráulica y termomecánica. Los ejercicios propuestos en este *benchmark* tratan de analizar la propagación de las distintas fuentes de incertidumbre a través de diferentes escalas y fenómenos físicos.

Como base para el análisis de incertidumbre en un cálculo acoplado de núcleo o planta, se plantea el análisis termohidráulico aislado en dominios más simples que un núcleo completo, como por ejemplo, el análisis de un elemento combustible.

Con este trabajo se ha participado en el caso 4a del ejercicio II-3 del *benchmark*. Este ejercicio está basado en experimentos incluidos en el *NEA/NRC Benchmark based on NUPEC BWR Full-size Fine-mesh Bundle Tests (BFBT)*, concretamente el 4101-58 [3], donde se realizaron diversas medidas de distintas propiedades termohidráulicas en estado estacionario en un elemento combustible de un reactor tipo BWR a escala real. Este elemento combustible tenía unas

dimensiones similares a los de la central nuclear *Peach Bottom 2*, con la diferencia de que en el experimento se incluyó un tubo de agua en su parte central. Además, el perfil de potencia axial era constante y dicha potencia estaba suministrada por unas resistencias eléctricas que sustituyen a las barras combustibles.

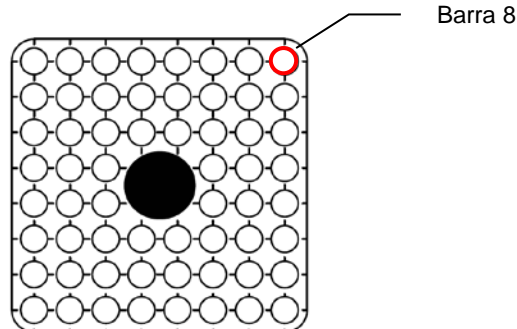


Figura 3. Sección radial del elemento combustible utilizado en el experimento BFBT 4101-58.

En la tabla 1 se muestran las condiciones termohidráulicas en las que se llevó a cabo el experimento BFBT 41-58. Las características geométricas del dispositivo experimental se pueden encontrar en [3].

Tabla 1. Condiciones de operación del experimento BFBT 4101-58.

Magnitud	Valor
Potencia	3.52 MW
Presión a la entrada	7.16 MPa
Entalpía subenfriamiento del refrigerante	50.2 kJ/kg
Caudal de refrigerante	15.28 kg/s

3.1. Fuentes de incertidumbre

Las fuentes de incertidumbre consideradas son las definidas en el *benchmark* [4] y son las condiciones de contorno (caudal, temperatura a la entrada del núcleo y presión a la salida), la distribución de potencia tridimensional, la geometría del elemento, y ciertos modelos para las condiciones de cierre de las ecuaciones termohidráulicas de especial importancia en los parámetros de salida analizados.

En cuanto a la incertidumbre en la geometría, siguiendo las instrucciones definidas en las especificaciones del *benchmark*, solamente se modelizó dicha incertidumbre en la barra superior derecha (barra 8 en la figura 3). La razón de incorporar la incertidumbre en una barra en la esquina del elemento combustible es que los canales adyacentes a esta barra son los que menor área de paso de refrigerante tienen, por lo que se verán más afectados ante desplazamientos de la barra. En el *benchmark* se propone incorporar la incertidumbre debida a la geometría considerando que hay incertidumbre en el diámetro de la barra y en su posición en el plano x-y. Estos parámetros no solo modifican las áreas de los canales adyacentes a la barra en cuestión, sino que afectan a otros parámetros termohidráulicos como son el perímetro mojado, distancia entre barras, espesor de la vaina o la fracción de potencia transmitida por la barra a cada canal.

Por otro lado, la incertidumbre en los modelos se ha podido incorporar fácilmente gracias al uso de la versión de COBRA-TF de 2016 [1], en las que se incorporan dos nuevos archivos de entrada opcionales que añaden multiplicadores a una serie de modelos. Esta nueva característica

de COBRA-TF evita la modificación de la fuente del código en cada una de las simulaciones para añadir la incertidumbre en los modelos.

Para incorporar las tres fuentes de incertidumbre al análisis se han debido considerar un total de 35 parámetros inciertos con sus funciones de densidad de probabilidad asociadas y su intervalo de incertidumbre, como se muestran en [5]

4. RESULTADOS

4.1. Incertidumbres en la temperatura y fracción de huecos

Desde el punto de vista de la seguridad, los resultados más interesantes están relacionados con las temperaturas máximas que alcanzan distintos elementos. En concreto, es de especial importancia la temperatura que alcanza la vaina, pues si ésta es superior a 1204 °C se produce una reacción de oxidación entre el zircaloy y el refrigerante que libera hidrógeno y que eventualmente podría dar lugar a una explosión como sucedió en Fukushima.

El análisis de incertidumbre realizado establece que la temperatura máxima de la vaina situada en la esquina superior derecha, que se corresponde a la barra 8, (donde se ha introducido la incertidumbre en la geometría) con una confianza del 95% se encuentra en el intervalo (573.42, 573.52) K, lo que supone un margen bastante estrecho.

En cuanto a la correlación entre resultados y parámetros inciertos, se han utilizado los coeficientes de correlación de Spearman, ya que estos coeficientes son capaces de detectar no linealidades entre resultados y parámetros. Los coeficientes de Spearman pueden tomar valores positivos o negativos, comprendidos entre [-1, 1]. En la figura 4 se muestran los parámetros inciertos más correlacionados con la temperatura máxima de la barra superior derecha.

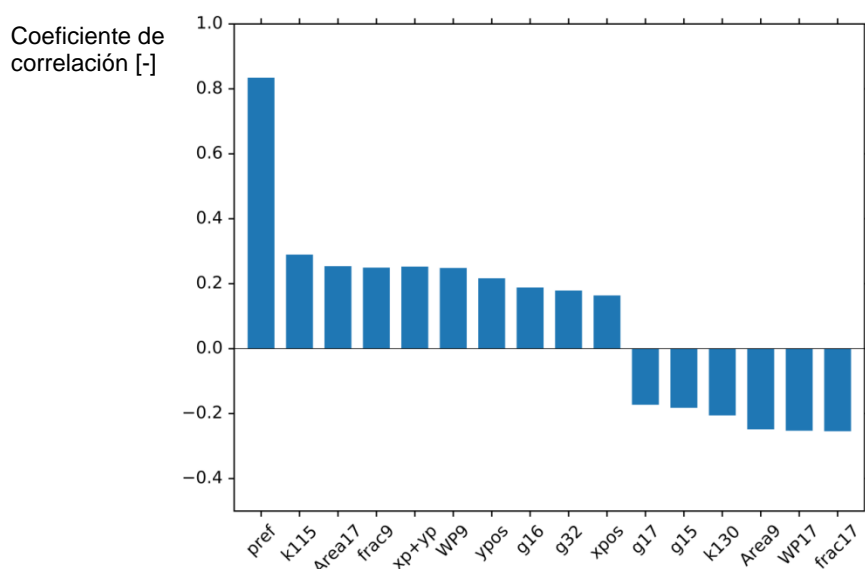


Figura 4. Coeficientes de correlación entre la temperatura máxima de la barra superior derecha con los distintos parámetros inciertos.

Se observa, que hay una correlación muy importante entre la presión del refrigerante y la temperatura máxima de vaina. Esto se debe a que cuanto mayor sea la presión, mayor será la temperatura de saturación del refrigerante y por consiguiente menor la generación de vapor. Como la transferencia de calor mejora con la fracción de huecos (hasta alcanzar el punto de CHF), una mayor presión supondrá una mayor temperatura en vaina al no ser la refrigeración tan efectiva.

Los parámetros k_{115} y k_{130} son los que modelizan la incertidumbre en la distribución de potencia en la barra 8 y en la adyacente. Mientras que hay una correlación positiva entre la potencia generada en la barra 8 y la temperatura, la correlación entre la temperatura de dicha barra y la generada por las adyacentes es negativa. El fenómeno que explica dicha correlación es el mismo que el expuesto en la presión, ya que cuanto mayor sea la potencia generada por la barra adyacente, mayor será la fracción de refrigerante evaporado en el canal en contacto con la barra 8, lo que suponen una refrigeración más efectiva.

Lo más significativo de los resultados obtenidos es que se ha detectado una correlación importante entre la temperatura máxima de vaina y los parámetros que modelizan la incertidumbre en la geometría; área de paso del canal ($Area_{17}$), $frac$ ($frac_9$), y dimensión del espacio entre barras (g_{16}). Esto difiere de lo que predicen el resto de participantes del *benchmark* que argumentan que no hay correlación entre la geometría y la temperatura de la barra. Esta diferencia puede ser debida a que otros participantes estudian la correlación entre temperatura y desplazamiento de la barra a lo largo del eje x e y (parámetros x_p e y_p), lo cual puede no ser significativo, ya que ambos desplazamientos pueden verse compensados. Sin embargo, si se estudia el desplazamiento conjunto en ambos ejes (parámetro x_p+y_p), se observa que la correlación es apreciable y toma un valor igual al que toman los coeficientes de correlación asociados con las áreas, lo que indica que el estimador apropiado para medir la correlación entre desplazamiento y temperatura máxima es la suma de desplazamientos en ambas direcciones.

Otro de los resultados requeridos en el *benchmark* son las incertidumbres asociadas a la fracción de huecos máxima y la correlación con los distintos parámetros inciertos. En todas las simulaciones, el canal donde se obtiene la fracción de huecos máxima está cerca de las esquinas, como consecuencia del perfil de potencia radial del elemento combustible. El intervalo de confianza obtenido para la fracción de huecos máxima es (0.6861, 0.6939), que de nuevo vuelve a ser un resultado bastante preciso.

En la tabla 2 se muestran los parámetros que muestran una mayor correlación con la fracción de huecos máxima. En ella se observa que existe una correlación negativa entre la fracción de huecos y los coeficientes de mezcla, lo cual es lógico, ya que el coeficiente de mezcla representa la relación entre flujo transversal y axial. Así, un mayor coeficiente de mezcla favorece la migración de vapor hacia los canales cercanos, disminuyendo el valor máximo en la fracción de huecos.

Tabla 2. Parámetros con una mayor correlación con la fracción de huecos máxima

Parámetro	r
Coefficiente de arrastre interfacial (película)	0.8748
Temperatura de entrada del refrigerante	0.2032
Coefficiente de mezcla bifásico	-0.1759
Coefficiente de mezcla de una sola fase	-0.3580

4.2. Comparación experimental

Al disponer de los resultados experimentales se puede comprobar si los resultados obtenidos están en consonancia con los valores reales medidos. En la figura 5 se muestra el error relativo en la fracción de huecos a la salida del elemento combustible. En 30 de los 80 canales, el error es inferior al 3%, y de ellos, 14 tienen un error relativo inferior al 1%.

Los resultados obtenidos además como norma general tienden a sobreestimar la fracción de huecos, pues en 61 de los 80 canales, el valor de fracción de huecos obtenido mediante COBRA-TF es mayor que el valor experimental.

22.97	6.73	3.72	-5.71	-6.62	0.15	16.37	-5.80	4.87
-5.01	-1.20	1.61	1.88	-0.75	3.95	4.89	1.86	-2.40
0.00	3.07	5.70	1.00	0.75	6.30	2.67	-1.57	3.80
-0.31	2.57	12.85	9.23	35.75	16.36	14.82	5.87	-0.31
-4.17	-0.90	5.19	24.48		52.87	10.99	-3.59	-3.39
-3.34	1.09	7.51	10.54	29.19	12.79	13.18	8.88	-0.31
6.59	-0.13	4.10	7.67	2.93	11.13	-0.63	0.96	4.00
6.41	1.30	3.58	2.17	7.63	-0.33	2.16	-2.68	-4.12
21.17	-4.26	0.65	1.51	6.25	-1.98	8.11	-0.75	10.36

Figura 5. Errores relativos entre los resultados obtenidos y los datos experimentales para la fracción de huecos a la salida del elemento combustible.

Por otro lado, atendiendo a la distribución de dichos errores en el elemento combustible, se puede apreciar como de forma general, los valores que están más en desacuerdo con los resultados experimentales están cercanos a la zona central, donde se encuentra el tubo de agua.

4.3. Extensión de los resultados

Durante la realización del trabajo, se ha comprobado que tanto la incertidumbre en los resultados como los coeficientes de correlación tienen una fuerte dependencia tridimensional. A modo de ejemplo, en la figura 6 se muestra cómo varían axialmente los coeficientes de correlación entre la fracción de huecos del canal donde se alcanza la fracción de huecos máxima (canal 15) con el coeficiente de arrastre interfacial (figura 6 izquierda) y la temperatura de entrada del refrigerante (figura 6 derecha). En esta figura se pueden apreciar además discontinuidades, que se deben a la presencia de los espaciadores y su modificación de las condiciones del flujo.

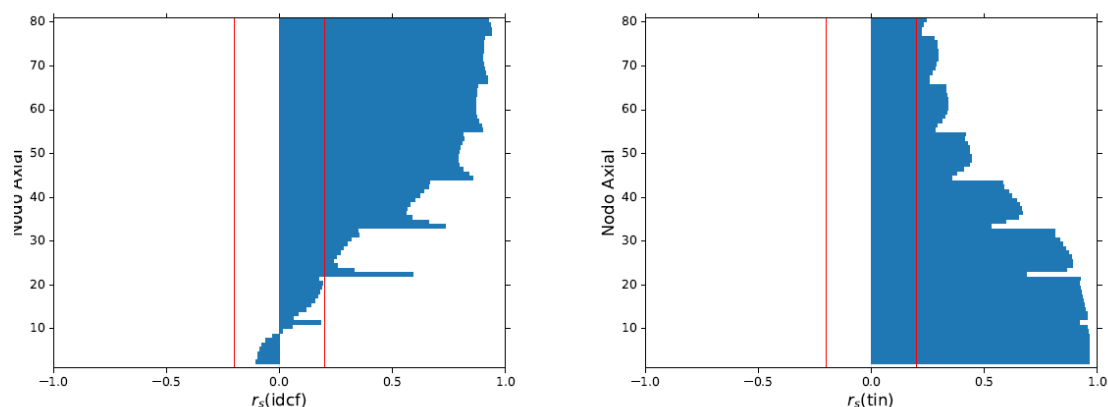


Figura 6. Perfiles axiales de correlación entre la fracción de huecos en el canal 15 y el coeficiente de arrastre (izquierda) y la temperatura de entrada del refrigerante (derecha).

5. CONCLUSIONES

La primera conclusión que se puede extraer del trabajo realizado es la validación de la herramienta de incertidumbre desarrollada, que ha permitido obtener todos los resultados requeridos en el *benchmark*.

Entre los intervalos de incertidumbre en los resultados y los coeficientes de correlación con los parámetros inciertos, destaca la correlación entre la incertidumbre en la geometría y los resultados obtenidos. Este es un aspecto importante en el *benchmark*, dado que el resto de participantes la excluían de sus análisis argumentando que no había ninguna dependencia de la incertidumbre en la posición y el diámetro con los resultados requeridos.

Por último, se ha mostrado cómo, tanto la incertidumbre en los resultados como los coeficientes de correlación, tienen una dependencia tridimensional. Esto hace que las conclusiones o resultados que se obtengan de una barra o canal no puedan ser directamente extrapoladas a otras barras o alturas axiales.

REFERENCIAS

- [1] Salko, R. K., and Avramova, M. CTF theory manual. The Pennsylvania State University (2016).
- [2] Adams, B. M., Bohnhoff, W., Dalbey, K., Eddy, J., Eldred, M., Gay, D., Haskell, K., Hough, P. D., and Swiler, L. DAKOTA, a multilevel parallel object-oriented framework for design optimization, parameter estimation, uncertainty quantification, and sensitivity analysis: Version 5.0 user's manual. Sandia National Laboratories, Tech. Rep. SAND2010-2183 (2009).
- [3] Neykov, B., Aydogan, F., Hochreiter, L., Ivanov, K., Utsuno, H., Kasahara, F., Sartori, E., and Martin, M. Nupec bwr full-size fine-mesh bundle test (BFBT) benchmark. OECD Papers 6, 7 (2006), 1-132.
- [4] Blyth, T., Porter, N., Ivanov, K., Avramova, M., Ivanov, E., Royer, E., Sartori, E., Feroukhi, H., and Cabellos, O. Benchmark for uncertainty analysis in modeling (UAM) for design, operation and safety analysis of LWRs, vol. 2. NEA/NSC, 2017.
- [5] Díaz-Chirón, U. Análisis de la incertidumbre en la geometría de la barra combustible y en los modelos mediante la aplicación del sistema DAKOTA/COBRA-TF al ejercicio de la OCDE/NEA Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling (UAM). Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (UPM), Madrid, (2016).