

Resumen

Este trabajo de doctorado, desarrollado en la Universitat Politècnica de València (UPV), tiene como objetivo cubrir la primera fase del *benchmark* presentado por el grupo de expertos *Uncertainty Analysis in Modeling* (UAM-LWR). La principal contribución al *benchmark*, por parte del autor de esta tesis, es el desarrollo de un programa de MATLAB[®] solicitado por los organizadores del *benchmark*, el cual se usa para generar librerías neutrónicas a distribuir entre los participantes del *benchmark*. El *benchmark* del UAM pretende determinar la incertidumbre introducida por los códigos multifísicos y multiescala acoplados de análisis de reactores de agua ligera. El citado *benchmark* se divide en tres fases:

1. Fase neutrónica: obtener los parámetros neutrónicos y secciones eficaces del problema específico colapsados y homogenizados, además del análisis de criticidad.
2. Fase de núcleo: análisis termo-hidráulico y neutrónico por separado.
3. Fase de sistema: análisis termo-hidráulico y neutrónico acoplados.

En esta tesis se completan los principales objetivos de la primera fase. Concretamente, se desarrolla una metodología para propagar la incertidumbre de secciones eficaces y otros parámetros neutrónicos a través de un código *lattice* y un simulador de núcleo. Se lleva a cabo un análisis de incertidumbre y sensibilidad para las secciones eficaces contenidas en la librería neutrónica ENDF/B-VII. Su incertidumbre se propaga a través del código *lattice* SCALE6.2.1, incluyendo las fases de colapsación y homogenización, hasta llegar a la generación de una librería neutrónica específica del problema. Luego, la incertidumbre contenida en dicha librería puede continuar propagándose a través de un simulador de núcleo, para este estudio PARCSv3.2. Para el análisis de incertidumbre y sensibilidad se ha usado el módulo SAMPLER -disponible en la última versión de SCALE- y la herramienta estadística DAKOTA 6.3. Como parte de este proceso, también se ha desarrollado una metodología para obtener librerías neutrónicas en formato NEMTAB para ser usadas en simuladores de núcleo. Se ha realizado una comparación con el código CASMO-4 para obtener una verificación de la metodología completa. Esta se ha probado usando un reactor de agua en ebullición del tipo BWR. Sin embargo, no hay ninguna preocupación o limitación respecto a su uso con otro tipo de reactor nuclear.

Para la cuantificación de la incertidumbre se usa la metodología estocástica *Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit* (GRS). Esta metodología hace uso del modelo de alta fidelidad y un muestreo no paramétrico para propagar la incertidumbre. Como resultado, el número de muestras (determinado con la fórmula revisada de Wilk's) no depende del número de parámetros de entrada, sólo depende del nivel de confianza e incertidumbre deseados de los parámetros de salida. Además, las funciones de distribución de probabilidad no están limitadas a normalidad. El principal inconveniente es que se ha de disponer de las distribuciones de probabilidad de cada parámetro de entrada. Si es posible, las distribuciones de probabilidad de entrada se definen usando información encontrada en la literatura relacionada. En caso contrario, la incertidumbre se define en base a la opinión de un experto.

Se usa un segundo escenario para propagar la incertidumbre de diferentes parámetros termo-hidráulicos a través del código acoplado TRACE5.0p3/PARCSv3.0. En este caso, se utiliza un reactor tipo PWR para simular un transitorio de una caída de barra. Como nueva característica, el núcleo se modela elemento a elemento siguiendo una discretización totalmente en 3D. No se ha encontrado ningún otro estudio que use un núcleo tan detallado en 3D. También se usa la metodología GRS y el DAKOTA 6.3 para este análisis de incertidumbre y sensibilidad.