TERMOHIDRÁULICA Y NEUTRÓNICA

ACTIVIDADES DE IDOM EN EL CAMPO DE FÍSICA DE REACTORES. MODELIZACIÓN DEL REACTOR EXPERIMENTAL CABRI

CRISTIAN GARRIDO TAMM
IDOM CONSULTING, ENGINEERING, ARCHITECTURE, SAU

IDOM, en consorcio con el Jožef Stephan Institute (IJS) de Eslovenia, ha prestado servicios al Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) en el campo de física de reactores nucleares. El objetivo de los trabajos es la simulación de los pulsos de potencia del reactor experimental CABRI del Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) en Cadarache con los códigos deterministas DRAGON y DONJON desarrollados por la École Polytechnique de Montréal (EPM).

INTRODUCCIÓN

CABRI [1] es un reactor experimental de pulsos operado por CEA y financiado por IRSN situado en el centro de investigación de Cadarache. Su principal objetivo es el estudio del comportamiento de barras de combustible bajo condiciones de Accidente Iniciado por Reactividad (RIA) y Accidente por Perdida de Refrigerante (LOCA) en condiciones típicas de reactores PWR (155 bar, 300 ºC).

CABRI es un reactor de tipo piscina, con un núcleo compuesto por 1487 barras de UO_2 con un enriquecimiento del 6 % encapsuladas por vainas de acero inoxidable. El reactor es capaz de alcanzar los 25 MW de potencia en estado estacionario. La reactividad se controla a través de 6 barras de control y seguridad compuestas de 23 varillas de hafnio cada una. El núcleo es refrigerado por un flujo de agua de 3215 m^3/h cuando la potencia del núcleo es superior a 100 kW y por convección natural con el agua de la piscina en caso contrario.

La principal característica del reactor CABRI es su sistema de inyección de reactividad. Este dispositivo está compuesto por un conjunto de 4 elementos que generan el transitorio con 24 tubos llenos de ^3He (fuerte absorbente de neutrones) localizados entre las barras de combustible. La rápida despresurización del absorbente se traduce en una inyección de reactividad equivalente que puede llegar hasta 3.9 $ en pocas decenas de milisegundo. Consecuentemente, la potencia aumenta de 100 kW hasta un máximo de ~20 GW en unos pocos milisegundos y disminuye igualmente rápido debido principalmente al efecto Doppler como se muestra en la Figura 2.

CABRI está equipado con varios sistemas de análisis no destructivo, entre ellos el hodoscopio, un sistema de medida en tiempo real de los pequeños desplazamientos de la barra de combustible de ensayo durante el transitorio. Los desplazamientos se deducen de la detección de neutrones rápidos emitidos por la barra de combustible de ensayo durante el transitorio.

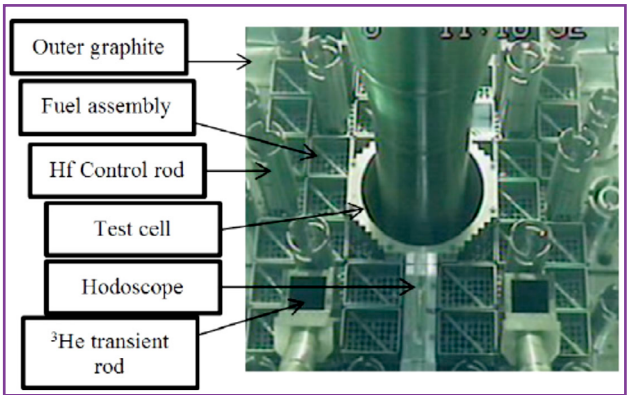

Figura 1. Vista radial del reactor CABRI [2].

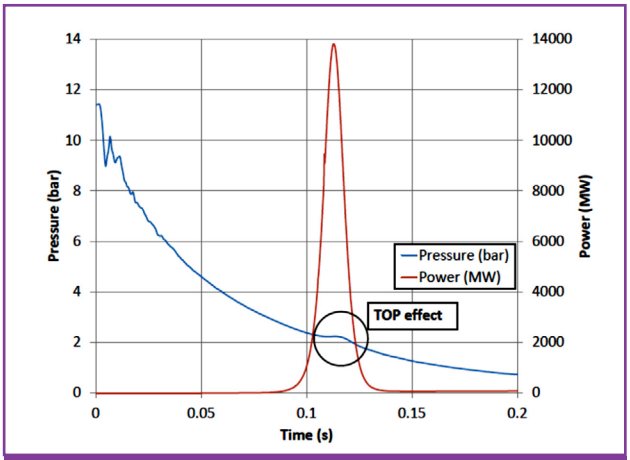

Figura 2. Curva típica de despresurización del He3 y pulso de potencia en el reactor CABRI [2].

El *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* (IRSN), en el marco del proyecto ORION [3] dedicado a la optimización y mejora de sus herramientas computacionales relativas a simulaciones neutrónicas deterministas, se ha propuesto la modelización de los pulsos de potencia del reactor CABRI con los códigos deterministas DRAGON y DONJON. Uno de los principales parámetros de interés es el factor de acoplamiento que se define como el ratio de la potencia del núcleo sobre la potencia de la barra central de ensayo.

DRAGON y DONJON [4] forman parte del paquete de código abierto DRAGONv5 desarrollado por la *École Polytechnique de Montréal* (EPM). DRAGON es un código *lattice* que contiene una colección de modelos para simular el comportamiento neutrónico de una celda unitaria o un elemento de combustible en un reactor nuclear. Incluye módulos/funciones para interpolación de secciones eficaces microscópicas de librerías standard, calculo de autoblindaje de resonancias en geometrías multidimensionales, cálculos de flujo multigrupo y multidimensionales capaces de considerar las perdidas neutrónicas, cálculos de equivalencia transporte-difusión o transporte-transporte, asi como la edición de las propiedades nucleares condensadas y homogenizadas para cálculos de reactor y finalmente cálculos de quemado. DONJON es un código de simulación de núcleo completo con las técnicas de resolución de la ecuación de difusión neutrónica o Pn simplificada. Tiene capacidades para simular diferentes tipos de reactores nucleares como reactores de agua a presión (PWR), reactores CANDU convencionales y reactores CANDU avanzados (ACR).

METODOLOGIA

La metodología adoptada para la simulación de los pulsos del reactor CABRI se comprende de dos fases como se muestra en la Figura 3. En la primera fase, realizada con el código *lattice* DRAGON, se resuelve la ecuación de transporte neutrónico en estado estacionario en la geometría detallada para distintos valores de los parámetros del reactor (temperatura del combustible, densidad y temperatura del moderador, presión en los tubos de ^{3}He y posición de las barras de control) con el objetivo de generar una librería de secciones eficaces macroscópicas homogenizadas en nodos cartesianos. En la segunda fase, realizada con el código de núcleo DONJON, se utiliza esta librería de secciones eficaces para resolver la ecuación de difusión o P_n simplificada, en una geometría compuesta por nodos cartesianos homogéneos.

Los cálculos realizados en la primera fase con DRAGON fueron comparados con cálculos de referencia realizados con el código Monte Carlo Serpent 2 [5].

En la segunda fase dos tipos de cálculos fueron realizados con el código DONJON. Para valorar la adecuación del modelo DONJON, primero se realizaron cálculos de núcleo completo en 2D y estado estacionario y se compararon con los resultados obtenidos con DRAGON. Para simular los pulsos de potencia, se realizaron cálculos de núcleo completo en 3D y estado transitorio. Los resultados de estos cálculos 3D fueron comparados con resultados experimentales dados por los operadores del reactor asi como con resultados de un modelo de cinética puntual desarrollado en DONJON.

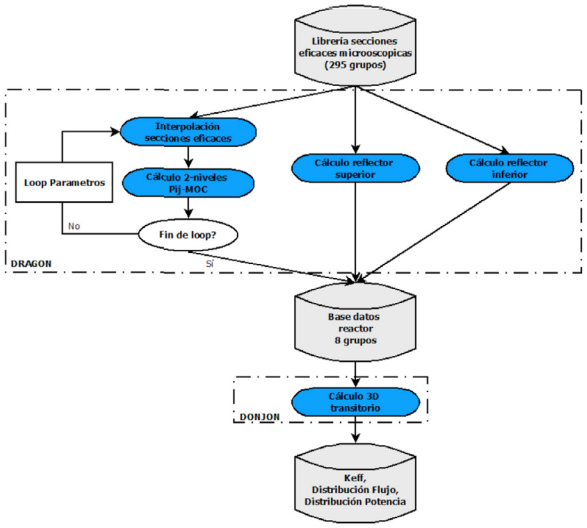

Figura 3. Secuencia de cálculo DRAGON-DONJON.

GENERACIÓN DE SECCIONES EFICACES. MODELO DRAGON

En el caso del reactor CABRI, al tratarse de un reactor experimental de pequeño tamaño, la aproximación de modo fundamental (por la que se considera que el espectro neutrónico de un elemento de combustible en el núcleo real es similar al espectro neutrónico de ese mismo elemento rodeado infinitamente por elementos del mismo tipo) que es adoptada convencionalmente para la generación de secciones eficaces para reactores de producción eléctrica no es aplicable, así que las secciones eficaces se generan sobre un modelo del núcleo completo.

Para la resolución de la ecuación de transporte se utiliza un esquema en dos niveles P_{ij}-MOC mostrado en la Figura 4. En el primer nivel se resuelve la ecuación de transporte en 295 grupos de energía mediante el método de probabilidades de colisión (P_{ij}) en una geometría simplificada. La distribución de flujo obtenida en este primer nivel se utiliza para condensar las secciones eficaces a 26 grupos de energía. En el segundo nivel se resuelve la ecuación de transporte en 26 grupos, usando las secciones eficaces condensadas en el primer nivel, mediante el método de características (MOC) en la geometría detallada del reactor. Este tipo de esquemas de dos niveles han sido utilizados exitosamente para acelerar la solución MOC sin pérdida de precisión [6].

Dada la complejidad geométrica del reactor CABRI, con el dispositivo experimental en el centro y el hodoscopio atravesando el núcleo, no es posible modelar este tipo de geometría con DRAGON por lo que fue necesario realizar aproximaciones geométricas. La aproximación con mayor impacto se encuentra en el modelizado del dispositivo experimental, mientras que en la geometría real del reactor CABRI el hodoscopio penetra el dispositivo experimental, en el modelo el hodoscopio termina antes de entrar en el dispositivo experimental.

Para la simulación del núcleo completo en 3D, fue necesario la generación de constantes nucleares para los reflectores axiales superior e inferior (nótese que las constantes nucleares del reflector radial se generan explícitamente junto a las del núcleo). Para ello se desarrollaron los modelos de estos reflectores en DRAGON.

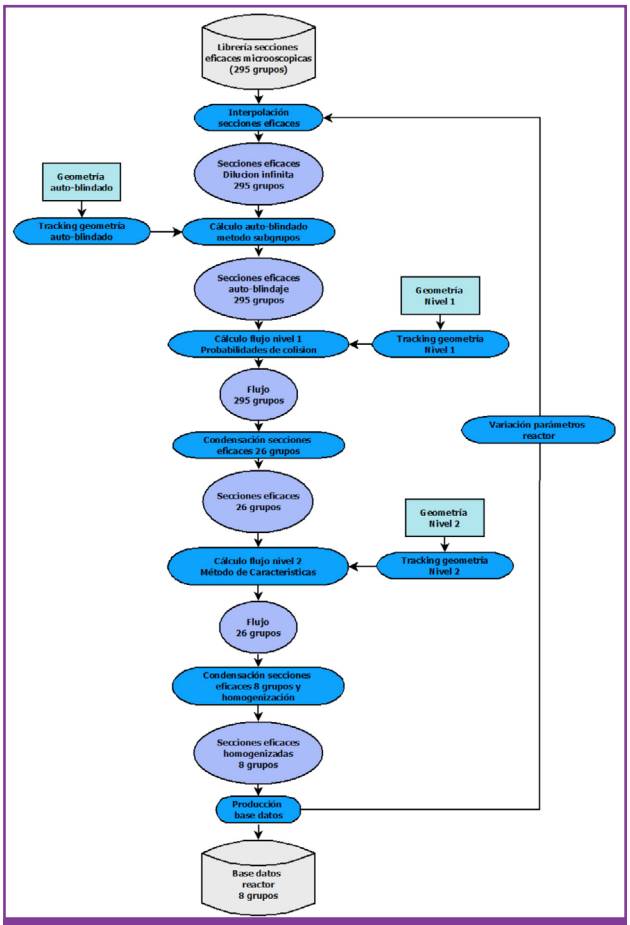

Figura 4. Diagrama del esquema de cálculo DRAGON en dos niveles Pij-MOC.

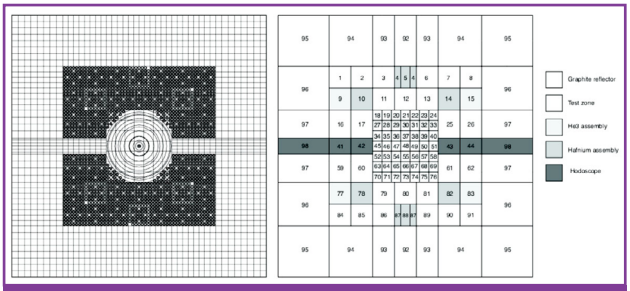

Figura 5. Modelos de CABRI. Izquierda: DRAGON, Derecha: DONJON.

Previamente a la generación de la librería de secciones eficaces homogenizadas, los resultados obtenidos fueron comparados, en términos de factor de multiplicación efectivo, distribución de potencia, distribución de flujo y factor de acoplamiento, con resultados de referencia obtenidos usando el código Monte Carlo Serpent 2. Las comparaciones se realizaron para diferentes estados representativos del reactor variando temperatura del combustible, presión del Helio y posición de las barras de control.

SIMULACIÓN DE NÚCLEO COMPLETO. MODELOS DONJON

Para la simulación del núcleo completo se realizaron dos modelos en DONJON. El primero, en estado estacionario y 2D, se utilizó para evaluar la adecuación del mallado utilizado en DONJON y su capacidad para reproducir resultados similares a DRAGON. El segundo modelo, en estado transitorio y 3D, se utilizó para la simulación de los pulsos de potencia del reactor CABRI. En ambos modelos se utiliza la aproximación SP_3 de la ecuación de transporte.

Estado estacionario en 2D

El modelo geométrico de DONJON en 2D para simulaciones en estado estacionario consiste en un conjunto de nodos rectangulares con propiedades homogéneas en cada nodo cómo se muestra en la Figura 5.

Para la evaluación de la potencia en la barra de combustible de ensayo, necesaria para el cálculo del factor de acoplamiento (ratio entre la potencia del núcleo y la potencia en la barra de combustible de ensayo), es necesaria la división de la zona del dispositivo de pruebas en un numero impar de nodos homogéneos. En la zona del núcleo, varios tamaños de malla fueron probados, desde una malla gruesa del tamaño de los elementos combustibles hasta una malla refinada en la que los elementos combustibles se subdividen en 4 nodos. Finalmente, el mallado escogido para la zona del núcleo se compone de nodos del tamaño de los elementos combustibles excepto para los elementos con barras de control de hafnio en contacto con el reflector que se subdividen en tres nodos homogéneos.

El mallado final se obtiene de la superposición de los dos mallados, el de la zona del dispositivo de pruebas y el de la zona del núcleo del reactor.

Con este modelo geométrico 2D se resuelve la ecuación de transporte en su aproximación SP_3 con 8 grupos de energía.

Los resultados obtenidos fueron comparados, en términos de factor de multiplicación efectiva, distribución de potencia y distribución de flujo, con los obtenidos en los cálculos de transporte con DRAGON para la generación de secciones eficaces.

Estado transitorio en 3D

El modelo geométrico del núcleo en 3D se compone de nodos cúbicos homogéneos (con el mismo mallado radial descrito en la sección anterior) divididos en 22 zonas axiales cubriendo la parte activa del núcleo. El reactor queda delimitado en sus zonas superior e inferior por los reflectores axiales. Una característica derivada de la generación de las secciones eficaces en un modelo completo del núcleo es que las secciones eficaces del reflector radial, a diferencia de las de los reflectores axiales, se han generado para diferentes estados del reactor (habitualmente se considera que los parámetros de los reflectores no varían con el estado del reactor). Por tanto, a efectos prácticos, la zona del reflector radial es considerada por DONJON como una zona de combustible en la que no hay material fisil.

En la Figura 6 se muestra el esquema de cálculo utilizado para el análisis en estado transitorio. Previamente al inicio del análisis se realiza un cálculo de la posición de las barras de control que hacen el reactor crítico a las condiciones iniciales del transitorio. De la misma forma que en los análisis convencionales de estado transitorio, el esquema se inicia con un cálculo de las distribuciones de flujo y temperatura en estado estacionario en las condiciones iniciales del transitorio. El transitorio se inicia evaluando la nueva presión, con la que se actualizan las propiedades termohidráulicas y por tanto las secciones eficaces para así poder realizar el

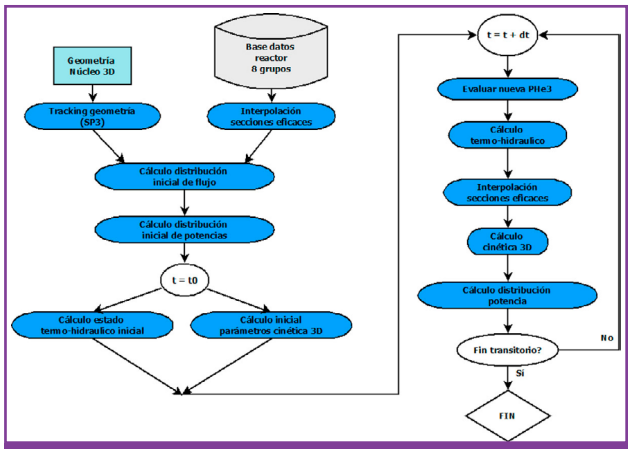

Figura 6. Diagrama del esquema de cálculo DONJON 3D en estado transitorio.

cálculo de cinética 3D utilizando la aproximación SP_3 de la ecuación de transporte. Con la nueva distribución de flujo obtenida se actualiza también la distribución de potencia. Este proceso se repite para cada paso de tiempo hasta llegar al fin del transitorio.

Los modelos termohidráulicos utilizados son los que se encuentran en el módulo THM del código DONJON. Se trata de modelos de termohidráulica simplificados en los que el reactor se representa como una serie de canales independientes sin flujo cruzado entre ellos. Cada canal se representa usando ecuaciones de convección 1D a lo largo del canal y ecuaciones 1D en coordenadas cilíndricas para una sola varilla combustible. Un modelo homogéneo de dos fluidos es utilizado. Las ecuaciones termohidráulicas 1D se resuelven en cada canal en función de dos condiciones fijas de entrada, la velocidad del refrigerante y su temperatura, y una condición fija de salida, la presión del refrigerante [7].

Los resultados se compararon con datos experimentales y con resultados obtenidos con un modelo de cinética puntual en DONJON.

NUEVAS CAPACIDADES REQUERIDAS

Para la correcta simulación de los pulsos en el reactor CABRI, una serie de nuevas capacidades fueron requeridas a los desarrolladores de los códigos DRAGON y DONJON:

- Posibilidad de definir mallados arbitrarios no uniformes para la homogenización de secciones eficaces como se ha descrito en el Apartado *Estadio transitorio en 3D*.
- Capacidad de imponer un modelo de perdidas neutrónicas en modo no-fundamental. Esta capacidad sirve para representar perdidas neutrónicas axiales mediante la imposición de un *buckling*.
- Capacidad de obtener factores de corrección SPH en modo no-fundamental, requeridos al observarse discrepancias especialmente altas en las comparaciones descritas en el Apartado *Estado estacionario en 2D* para los elementos con barras de control.
- Posibilidad de definir propiedades termo-hidráulicas dependientes del elemento de combustible, dado que el número de barras de combustible no es el mismo en un elemento de combustible 7x7 que en uno 7x9 o en los elementos con barras de control o tubos de helio.

CONCLUSIONES

IDOM ha participado en el desarrollo de modelos para la simulación del reactor CABRI.

Para la generación de secciones eficaces se desarrolló y optimizó un esquema de dos niveles P_{ij}-MOC con el código DRAGON. Varias geometrías aproximadas para el cálculo de autoblindaje fueron propuesta y evaluadas. Para evaluar la validez del esquema de cálculo, los resultados obtenidos se compararon en términos de K_{eff}, distribución de potencia, distribución de flujo y factor de acoplamiento, con los obtenidos en una simulación Monte Carlo con el código Serpent 2.

Para la simulación de los pulsos se realizaron dos modelos DONJON. El primero, en estado estacionario y 2D se utilizo para evaluar la validez del modelo DONJON mediante comparación con los resultados obtenidos en la generación de secciones eficaces con DRAGON. Distintos mallados con distinto grado de refinamiento fueron propuestos y evaluados. El segundo modelo DONJON se utilizó para simular los pulsos de potencia del reactor CABRI en 3D. Los resultados fueron comparados en términos de evolución de K_{eff}, y factor de acoplamiento durante el pulso, con datos experimentales facilitados por los operadores del reactor, así como con un tercer modelo DONJON de cinética puntual.

Durante el desarrollo del proyecto una serie de capacidades fueron requeridas a los desarrolladores de DRAGON y DONJON. Entre ellas la capacidad más innovadora es implementación de la técnica de equivalencia SPH newtoniana en condiciones de modo no-fundamental.

AGRADECIMIENTOS

Los más sinceros agradecimientos a Marjan Kromar (IJS), por su colaboración durante el desarrollo de los trabajos; a Alain Hébert (EPM), por su rápida capacidad de respuesta ante dudas o requerimientos en los códigos DRAGON y DONJON; y finalmente a Julien Taforeau (IRSN), por brindarnos la oportunidad de trabajar en un proyecto tan interesante.

REFERENCIAS

[1]. S. Massieux, D. Blanc et J. Couturier, CABRI Reactor Safety Reassesment, TRTR-IGORR, 2005.
[2]. O. Clamens et. al., Assessment of the 3He pressure inside the CABRI transient rods – Development of a surrogate model based on measurements and complementary CFD calculations, EPJ Web of Conferences 170, 04005 (2018).
[3]. S. Pignet et. al. The IRSN ORION project : development of new capabilities for neutronics deterministic simulations dedicated to safety analysis. PHYSOR 2016.
[4]. École Polytechnique de Montréal, DRAGON-DONJON Version 5 [Online]. Available: http://www.polymtl.ca/merlin/version5.htm.
[5]. J. Leppänen et et al., The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013, Ann. Nucl. Energy, n° 182, pp. 142-450, 2015
[6]. R. Le Tellier and A. Hébert, A PWR assembly computational scheme based on the DRAGON v4 lattice code, M&C + SNA 2007
[7]. P. Gallet, Développement d'un module de thermohydraulique simplifiée dans le code DONJON4 pour l´´etude multiphysique des réacteurs à eau pressurisée," Ph. D. Thesis, École Polytechnique de Montréal (2014).