



MODELADO CFD DEL REACTOR NUCLEAR TRIGA IPR-R1 BAJO EL REGIMEN DE CONVECCIÓN NATURAL

Godino Dario^{1,2}

¹Centro de Investigación de Métodos Computacionales CIMEC-UNL-CONICET

²Facultad de Ingeniería y Cs. Hídricas UNL

Director: Ramajo, Damián

Codirector: Corzo, Santiago

Área: Ingeniería

INTRODUCCIÓN

La elevada complejidad en el comportamiento termo-hidráulico y fluidodinámico de los sistemas nucleares exige una continua verificación y evaluación para garantizar que los límites de seguridad, principalmente los relacionados con los valores de temperatura, no sean superados. En este sentido, la evaluación de fenómenos complejos en centrales nucleares se encuentra relacionada con la capacidad de retirar calor del sistema de refrigeración del reactor. Los valores experimentales proporcionan importante información, pero con bajo nivel de detalle, especialmente para situaciones transitorias donde existe elevada interacción entre fenómenos fluidodinámicos y térmicos (Reis, 2013).

Por otra parte, la utilización de mecánica de fluidos computacional (CFD) está lentamente ganando terreno a partir de la última década y las aproximaciones CFD 3D se han vuelto de gran utilidad para este tipo de aplicaciones.

En este marco, se desarrolló un modelo mediante CFD para estudiar el comportamiento termo-hidráulico en el interior del reactor TRIGA IPR-R1 modelo MARK I bajo el régimen de convección natural y trabajando a plena potencia (100 kW) con la distribución real sobre los combustibles. Estos reactores son de tipo pileta abierta, que pueden ser instalados sin edificios de contención y son empleados por instituciones científicas y universitarias con propósitos académicos, de investigación, ensayo de materiales y producción de isótopos.

La **Figura 1** muestra esquemáticamente las diferentes partes de la piscina del reactor y el núcleo. El núcleo del reactor está formado por una estructura de 91 posiciones, donde están instalados 63 elementos combustibles (59 con revestimiento de aluminio y 4 con revestimiento de acero inoxidable), 23 elementos falsos de grafito, una fuente de neutrones, un tubo central de irradiación y tres barras de control.

Título del proyecto: Métodos numéricos para el tratamiento de interfaces en sistemas multifásicos

Instrumento: PICT

Año convocatoria: 2016

Organismo financiador: ANPCyT

Director/a: Damián Ramajo

Estos componentes están dispuestos formando anillos concéntricos y se mantienen en posición vertical soportados por dos placas-tubos circulares. El núcleo está circundado por un reflector de grafito y una columna de agua de aproximadamente 5 m hace de blindaje biológico en relación a la parte superior de la pileta.

La placa superior del núcleo se apoya en el revestimiento del reflector y posee orificios circulares que permiten el paso de los elementos combustibles. La placa inferior se apoya en la parte inferior del revestimiento del reflector y sostiene el peso del núcleo. Posee orificios para el apoyo de los componentes del núcleo y agujeros para la entrada del agua de refrigeración. La refrigeración en el núcleo del reactor se mantiene por la diferencia de densidad entre agua del fondo y la parte superior del núcleo, debido al calor generado en los elementos combustibles.

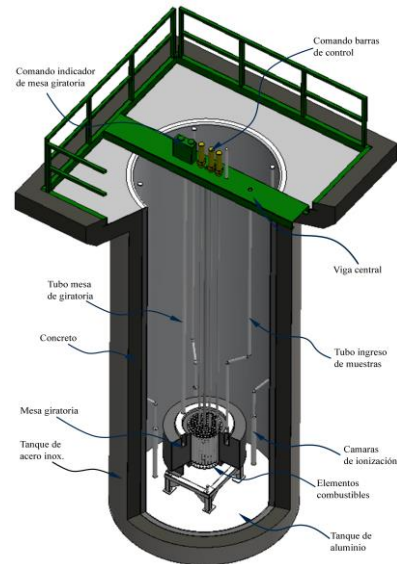


Figura 1: Conjunto Reactor IPR-RI

OBJETIVOS

- Desarrollar un modelo mediante Mecánica de Fluidos Computacional (CFD) para estudiar el comportamiento termohidráulico en el interior del reactor TRIGA IPR-R1 modelo MARK I bajo el régimen de convección natural ante una falla en el sistema de refrigeración.
- Estudiar los patrones de flujo del refrigerante en el interior del reactor y su eficiencia de refrigeración cuando no se cuenta con flujo forzado comparando contra resultados experimentales y con códigos de sistema propios de la industria nuclear.

METODOLOGIA

Por limitaciones geométricas, se optó realizar algunas simplificaciones al conjunto del reactor, sobre todo en la zona de la placa superior e inferior del núcleo. A su vez, se eliminaron los canales de medición de neutrones, el sistema giratorio para alojar las muestras, dejando solo el tubo donde ingresa la muestra y tubo de comando. Esto permitió discretizar el dominio con mallas estructuradas y mejorar el refinamiento en puntos críticos de la simulación, obteniendo resultados con un elevado nivel de detalle. En la **Figura 2-(a)** se muestra una sección la geometría simulada. Para las condiciones de contorno, se adoptó velocidad nula en las paredes y gradiente nulo para la presión y la temperatura. En los elementos combustibles, se consideró una condición de flujo de calor impuesto, asumiendo la distribución de potencia esperada. Solo se modela la superficie de los materiales combustible, evitando de esta forma simular un problema transferencia de calor conjugado.

La geometría fue discretizada utilizando elementos estructurados. Se empleó para la malla de superficie un total 8872766 de elementos triangulares y cuadriláteros. La malla

de volumen se construyó con elementos pentaedricos y hexaedricos, con un total de 3493304 de elementos. En la **Figura 2-(b)** se muestran detalles de la discretización geométrica.

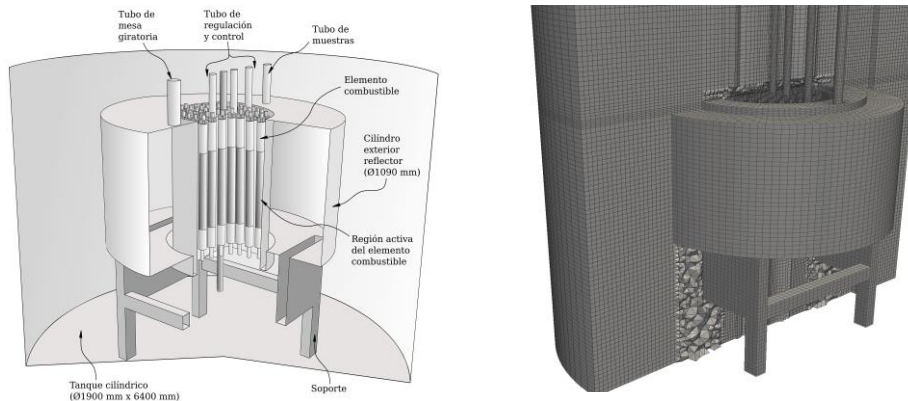


Figura 2: Modelo computacional – (a)-Geometría simplificada (b)-Modelo

Se utilizó para realizar las simulaciones la plataforma OpenFOAM 4.x y se empleó un "solver" compresible bajo la hipótesis de Boussinesq (*buoyantPimpleFoam*) para así considerar las variaciones de densidad que impulsan la flotación del fluido más caliente. Las simulaciones se realizaron en paralelo, con una arquitectura de memoria distribuida utilizando 40 procesadores del cluster **Seshat. (2017)** perteneciente al CIMEC (UNL/CONICET) con una duración de 6 días.

RESULTADOS/CONCLUSIONES

Debido a la naturaleza propia de los materiales combustibles que poseen los reactores TRIGA IPR-R1, que retroalimentan con reactividad negativa durante la variación de la temperatura, hacen de estos intrínsecamente seguros. Sin embargo, es posible que ocurran situaciones que puedan alterar la operación normal del reactor.

Un evento importante a analizar es el transitorio causado por el apagado o falla de la bomba de circulación forzada, haciendo que el núcleo se refrigere por circulación natural. A continuación se presentan los resultados obtenidos y se los compara con los datos experimentales disponibles y los obtenidos con el código RELAP. La simulación se realizó para un tiempo de funcionamiento del reactor de aproximadamente 1.4 h y con una potencia de 100 kW. En la **Figura 3** se muestra el incremento de temperatura en función del tiempo, comparando la simulación con los resultados obtenidos por **Reis (2013)** para dos modelos construidos en RELAP, un modelo discretizado en 13 canales hidráulicos y uno de 91 canales. El objetivo de ese trabajo, era estudiar la sensibilidad que posee el código RELAP a las diferentes discretizaciones del modelo.

Se observa que el problema simulado en CFD se inicializa con la misma temperatura que el problema de 13 canales y se muestra un buen acuerdo con esta curva.

La tasa obtenida con el CFD es de 4,68 °C, frente los 4,75 y 4,74 °C obtenido para los dos casos de RELAP de 13 y 91 canales respectivamente. Si se compara con las mediciones experimentales realizadas por **Mesquita. (2009)**, que obtuvo una tasa promedio de aumento de temperatura de 4,8 +/- 0,2 °C, se puede observar una muy buena concordancia de los resultados obtenidos.

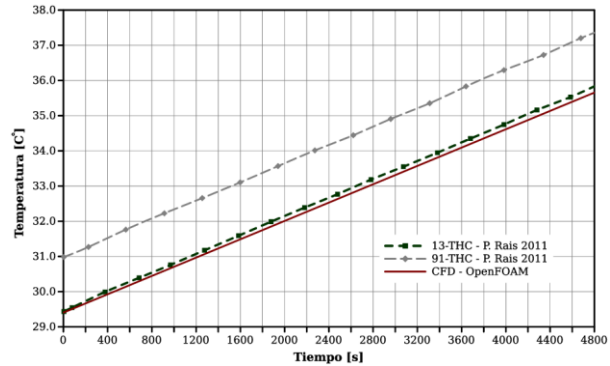


Figura 3: Tasa aumento temperatura

Por otra parte en la **Figura 4** se presenta el calentamiento de la piletta a lo largo de 960s. Los valores de temperatura están saturados entre 302°C y 305°C para mejorar la comprensión. El refrigerante abandona el núcleo y asciende por convección natural de forma estable hasta la zona superior. Al no transferir en la superficie libre la tasa de energía aportada por el combustible, la temperatura en esta zona se incrementa. Por esta razón, luego de 960s el refrigerante incrementa su temperatura 1°C aproximadamente en esta zona. La zona por debajo del núcleo permanece a temperaturas reducidas. Esto permite garantizar que pese al calentamiento promedio del reactor, durante los primeros 1000s el núcleo siempre fue refrigerado con líquido a baja temperatura.

Se concluye que los resultados mostraron un flujo estable de refrigeración dentro del núcleo y con una temperatura de ingreso reducida. Esto garantiza que durante un tiempo mayor, el núcleo permanecerá refrigerado con agua a baja temperatura. Los resultados mostraron que mientras el reactor opere a plena potencia, no se tiene la capacidad de refrigerar por convección natural a largo plazo. Incluso al aumentar la temperatura media del refrigerante aumenta la transferencia hacia el medio, pero los valores de transferencia son un orden menor mientras el reactor no disminuya su potencia.

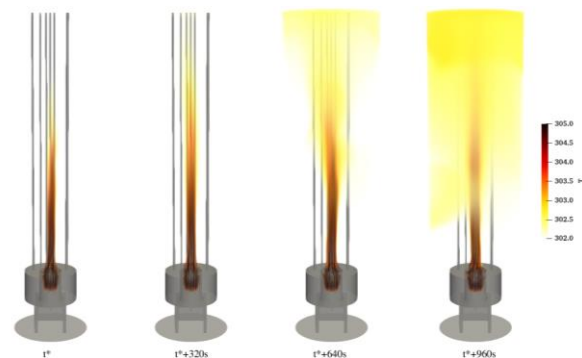


Figura 4: Distribución de temperatura

BIBLIOGRAFÍA BÁSICA

Reis P, 2013. Estudos neutrônicos e termo-hidráulicos para o desenvolvimento de uma metodologia de acoplamento entre códigos aplicada ao reator de pesquisa triga iprr1. Doctor Thesis, Universidade Federal de Minas Gerais, 2013.

Mesquita A.Z, 2009. Rezende H.C., y Souza R. Thermal power calibrations of the ipr-r1 triga nuclear reactor. 20th International Congress of Mechanical Engineering, COBEM, páginas 15–20.

Seshat, 2017. Especificaciones técnicas. <http://www.cimec.org.ar/c3/seshat/equipos.php>.