

Plan de beca doctoral

Desarrollo de Herramientas y Modelos de evaporación Sub-Enfriada con Aplicación a la Simulación Computacional Termo-Hidráulica de Centrales Nucleares

Objetivo General

Evaluar, desarrollar e implementar modelos y herramientas computacionales para simular en forma multidimensional el comportamiento termo-hidráulico de flujos multifásicos complejos con transferencia de calor, masa y momento entre fases con aplicación directa en centrales nucleares de potencia (en adelante NPP).

Objetivo Particular

El plan propuesto plantea una serie de objetivos particulares, los cuales se pueden listarse en el siguiente orden:

- a- Investigar en profundidad acerca de los modelos de evaporación sub-enfriada o subcooled boiling (en adelante SCB) disponibles en bibliografía para simulación tres-dimensional (3D) y uno-dimensional (1D). Evaluar su grado de precisión, rango de aplicabilidad y robustez numérica.
- b- Implementar modelos de SCB formulados para dominios 3D en el marco de las herramientas brindadas por el código abierto multipropósito OpenFoam (OF).
- c- Implementar modelos de SCB formulados para dominios 1D en el marco de un código 1D multifásico (ya desarrollado) para simular el flujo en el interior de canales combustibles de NPP.
- d- Simular experimentos y evaluar la factibilidad de emplear dichos modelos, contrastando con los implementados en códigos termo-hidráulicos específicos (RELAP5, ATHLET, COBRA) para el cálculo de NPP.
- e- Introducir mejoras en los modelos existentes para ajustar sus resultados a las características propias de las NPP argentinas.
- f- Estudiar modelos de cálculo de Flujo Crítico de Calor (en adelante CHF) para la predicción de límites de operación segura de NPPs.
- g- Incorporar estos modelos dentro del modelo de reactor 1/3D (ya desarrollado para Atucha II) para predecir el comportamiento de la central ante accidentes postulados o transitorios rápidos.

1.Introducción

En reactores nucleares el CHF es el flujo de calor para el cual se da evaporación crítica con un incremento abrupto de la temperatura de la pared de las barras combustibles con la consecuente falla del material. Los mecanismos por los cuales se alcanza el CHF son aún materia de estudio y su complejidad es asociada a la naturaleza multifásica sumada a la transferencia de calor y masa.

Actualmente se cuenta con una gran cantidad de datos experimentales pero asociados a condiciones geométricas, operacionales y del fluido en estudio. Su extrapolación a otras condiciones es absolutamente no recomendada desde el punto de la seguridad nuclear. Los parámetros más importantes influenciando el CHF son: presión, flujo másico, calidad de vapor, diámetro de las barras combustibles, relación entre la distancia entre barras y su diámetro, configuración de los elementos combustibles (cuadrada o hexagonal), distribución de potencia e influencia de las grillas espaciadoras. Si todos estos parámetros tienen impacto directo en el resultado, entonces la posibilidad de extrapolar resultados parece poco viable ([Cheng and Müller, 2003](#)).

La [figura 1](#) a la izquierda busca resumir el efecto de la evaporación sobre la tasa de transferencia de calor. En ella se grafica en forma logarítmica la tasa de calor transferido en función de la temperatura de sobrecalentamiento de la pared. Se observa que mientras el fenómeno es dominado por convección a una fase, la transferencia de calor es lenta. Por otro lado, cuando la evaporación se hace notoria en el OSV (Onset of Significant Void) la tasa de transferencia se incrementa fuertemente. Esto tiene su límite al llegar al CHF donde sucesivos incrementos en la temperatura de pared no logran generar incrementos en el calor transferido por una saturación de

los sitios de nucleación sobre la pared y de la frecuencia de desprendimiento de burbujas. La figura central esquematiza este fenómeno para un conducto vertical con alta tasa de calor transferido. Como se observa, luego del DNB (Departure of Nucleate Boiling) la pared del conducto se seca (dryout) quedando un core líquido y originando un incremento abrupto en la temperatura de pared. Por otro lado, si el flujo de calor es moderado, el fenómeno evoluciona en forma diferente manteniendo un film líquido sobre la pared y alcanzando el dryout luego de haberse evaporado la casi totalidad del líquido. La **figura 1** pone de manifiesto el efecto del flujo de calor (uno de los ocho parámetros antes mencionados) sobre la evaporación ([Ghiaasiaan, 2008](#)).

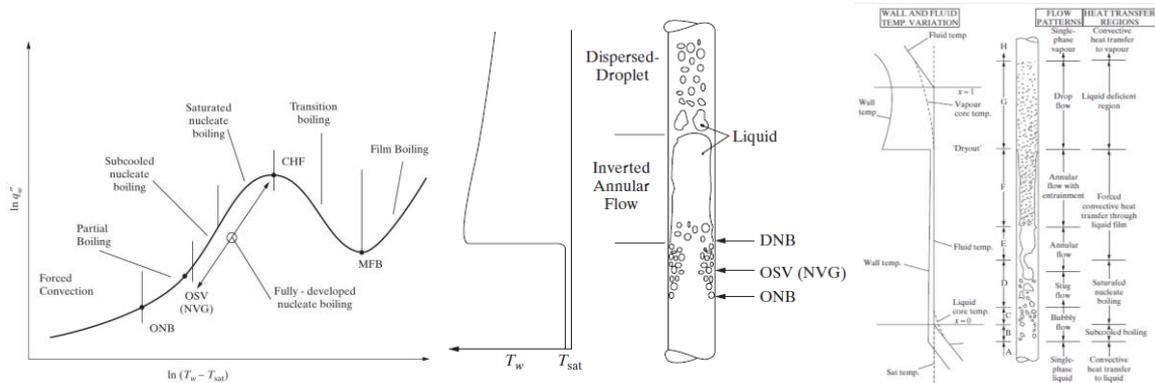


Figura 1: Izquierda: curva de calor transferido vs sobrecalentamiento en la pared. Centro: evaporación con altos flujos de calor. Derecha: evaporación con bajos flujos de calor (fuente: [Ghiaasiaan, 2008](#)).

2. Antecedentes

Los antecedentes a continuación mencionados corresponden a tareas desarrolladas dentro del marco de convenios de Servicios de Alta Tecnología (SAT) firmados entre la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y el CIMEC (UNL-CONICET) y al trabajo de tesis doctoral del Dr. Santiago Corzo (2010-2015) financiada por ARN y dirigida por los Drs. Norberto Nigro y Damian Ramajo.

2.1 Simulación del RPV

Los códigos para la simulación de NPP son largamente conocidos y han alcanzado un grado de desarrollo avanzado convirtiéndose en un estándar para los cálculos de diseño y verificación de seguridad. El código RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*) es uno de los más difundidos y por ello probado y validado tanto en instalaciones experimentales como de potencia. Es frecuente, su uso para licenciamiento, verificación de sistemas de control y de seguridad. Existen otros códigos similares; como por ejemplo ATHLET o COBRA. No obstante, todos adolecen del mismo problema: fueron concebidos y continúan evolucionando para simular tipos de reactores que no son los empleados en nuestro país. Concretamente nos referimos a las centrales Atucha I y Atucha II, cuya tecnología híbrida tipo PHWR (*Pressure Heavy Water Reactor*) de vasija de presión tiene su origen en los masivamente difundidos reactores tipo PWR (*Pressure Water Reactor*) pero adaptados para su uso con Uranio Natural (UO_2) como combustible y Agua Deuterada o Pesada (D_2O) como moderador y refrigerante. Otros códigos como CATHENA (desarrollado por la Agencia Canadiense de Energía (AECL) han sido concebidos para simular reactores tipo CANDU (Canadian Deuterium Uranium) del tipo del instalado en Embalse y a la cuarta NPP a instalarse en Argentina.

La **figura 2** muestra una vista 3-D del circuito de refrigerante de Atucha II con el Recipiente de Presión (RPV), los dos generadores de vapor y bombas principales y la cañería del primario. En la parte central se puede observar una vista en corte del RPV y en la parte derecha un esquema mostrando el acoplamiento térmico entre los canales combustibles y el tanque moderador. El circuito de refrigeración tiene características comunes a los reactores PWR. No obstante, dentro del RPV las Atuchas tienen los elementos combustibles dentro de tubos o canales, alojados en un tanque moderador (de agua pesada) y refrigerados por en su interior también por agua pesada. Es decir que por un lado las Atuchas tienen un RPV similar al empleado en PWRs, pero de mucho mayor diámetro y con canales en su interior. Por otro lado las Atuchas tienen un tanque moderador al igual que los CANDU, pero con el moderador a una temperatura mucho mayor y a una presión similar a la del primario.

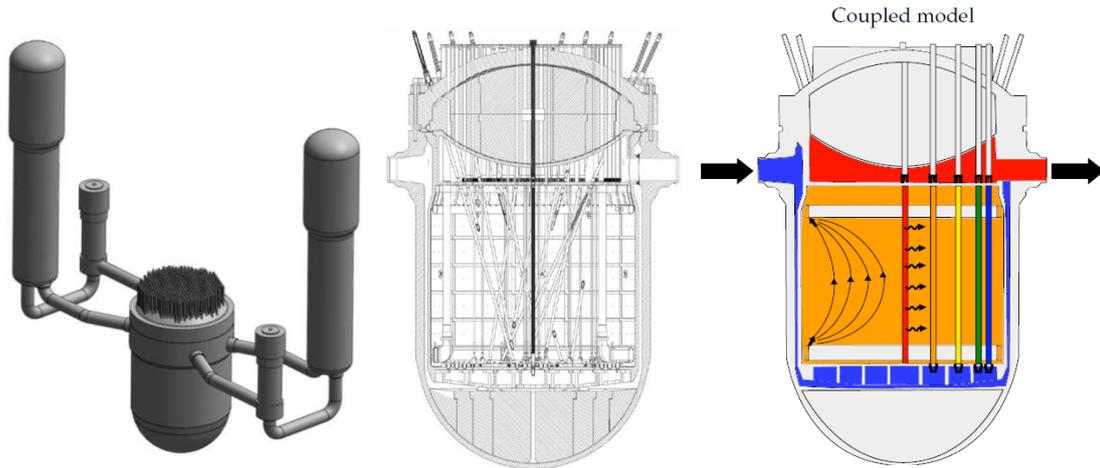


Figura 2: Izquierda: modelo 3D del circuito completo del PHWR. Centro: corte mostrando el interior del RPV. Derecha: Esquema del modelo acoplando el flujo térmico de los CC y del tanque moderador.

Luego, Atucha I y Atucha II no son ni un PWR ni un PHWR del tipo CANDU. Estas diferencias que las hacen tan particulares también los vuelven difíciles de modelar con los códigos disponibles, por lo que todos los desarrollos aplicados a ella son de relevancia.

El modelado de Atucha II empleando RELAP5 es posible pero no directo ya que componentes fundamentales como el tanque moderador son difíciles de modelar con dicho código. Incluso, las tablas de propiedades termo-hidráulicas del D_2O hasta hace poco tiempo eran poco confiables.

Los códigos como RELAP5 basan su potencial en ser capaces de reducir instalaciones completas y de alta complejidad a sistemas 0/1-D donde la tri-dimensionalidad de los componentes se reduce a una única dimensión de interés (ejemplo la dimensión axial en cañerías o canales donde se alojan los combustibles) o directamente a ninguna dimensión cuando se trata de componentes que no tienen una dirección de flujo preponderante (por ejemplo tanques, colectores o distribuidores). Otras simplificaciones comunes en estos códigos son reducir la cantidad de componentes en zonas donde las condiciones de flujo son similares (por ejemplo, los canales del reactor se modelan con unos pocos canales representando el total). Estas simplificaciones están bien justificadas debido a la filosofía de estos códigos: "Modelar la respuesta y el comportamiento de la central ante posibles accidentes o eventos". No obstante, el uso de estos códigos para el análisis detallado resulta difícil de aceptar especialmente cuando se pretende analizar los plenos inferior o superior del RPV o verificar si es correcto el flujo de refrigerante en cada uno de los canales del reactor. En este caso, los modelos de dimensiones reducidas son insuficientes para incorporar la complejidad geométrica y modelar los patrones de flujo que se generan en el interior de los componentes. Aquí es cuando la simulación 3-D es requerida y se justifica su alto costo computacional. Desde luego, la aplicación de herramientas 3-D se ve potenciada si lo que se busca es asistir al diseño y no solo a la verificación para licenciamiento.

Desde el 2011 los Dres Norberto Nigro y Damian Ramajo han trabajado junto al becario doctoral Santiago Corzo (recibido en marzo de 2015) en el desarrollo de un modelo multidimensional que permita simular exclusivamente el circuito de refrigeración dentro del RPV de Atucha II. Este modelo emplea simulación 3-D para resolver zonas de complejidad geométrica (pleno inferior, pleno superior y el downcomer). En su concepción inicial, este modelo era solo monofásico (agua liviana en estado líquido) y empleaba un código 0-D (escrito en Fortran) para modelar el comportamiento de los canales combustibles (Ramajo y col., 2013). Sucesivas evoluciones del mismo permitieron incorporar las propiedades del agua pesada, escribir el código 0-D en forma 1-D empleando volúmenes finitos siguiendo una formulación pseudo-compresible basada en el solver *rhoPimpleFoam* de OF (Corzo y col., 2013; 2014) y finalmente incorporar una segunda fase (vapor) empleando el método de dos fluidos para escribir las ecuaciones de transporte bajo una formulación de tipo euler-euler. Debido a la fuerte variación de temperatura en los canales, el desarrollo de un solver compresible escrito de forma conservativa fue un gran aporte. Esta implementación permitió evaluar el efecto de las variaciones de densidad dentro de las ecuaciones de gobierno.

Todos estos desarrollos fueron hechos empleando como plataforma el software comercial ANSYS-CFX y sus herramientas *User Fortran Routine* que incluyen un compilador Fortran 90 que solo

soporta STL pero permite generar rutinas capaces de introducir condiciones de contorno, iniciales o propiedades termo-hidráulicas dinámicas en tiempo de corrida. Esta herramienta, fue combinada con la posibilidad de incorporar fuentes puntuales de masa y momento dentro de los dominios 3-D para modelar los extremos inferior y superior de los canales combustibles. La **figura 3** muestra la metodología empleada. En ella, los plenos inferior y superior no están conectados en forma directa sino a través de 451 pares de fuentes/sumideros puntuales de masa y momento que representan los dos extremos de cada canal combustible. En una etapa final se desarrolló un modelo 3D (en OF) del tanque moderador y se acopló con el código 1D para modelar la transferencia de calor entre los CCs y el moderador. Esto permitió obtener la pérdida de calor de los CCs en forma mucho más precisa.

A pesar de la gran complejidad incorporada en el modelo 1/3-D actual, este solo contempla el RPV. Es decir, el circuito completo de refrigerante no es simulado ni modelado mediante ningún tipo de condición de contorno dinámica que considere la evolución de la NPP.

En este sentido, el trabajo pos-doctoral del Dr. Santiago Corzo contempla la implementación del modelo del RPV dentro del código abierto OF y su acoplamiento con el código RELAP.

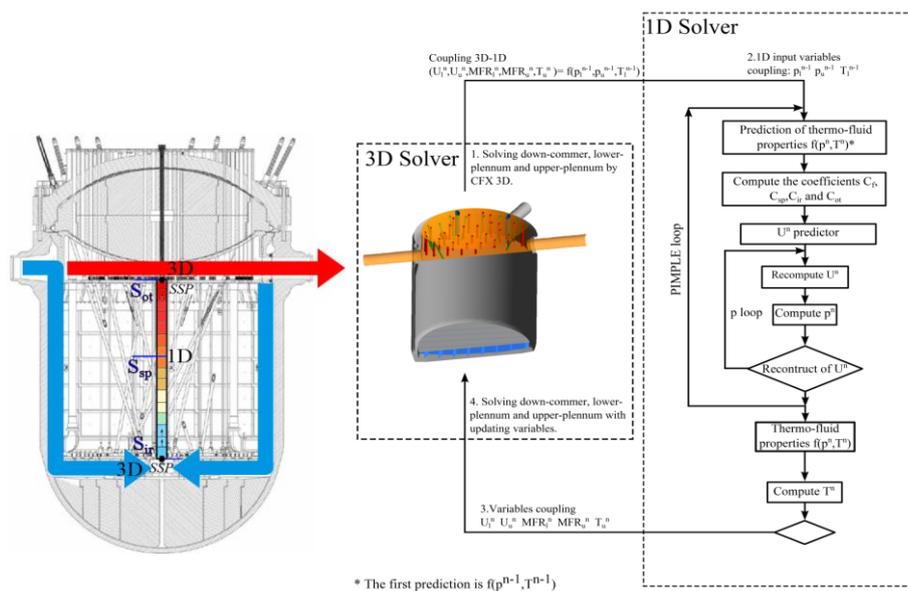


Figura 3. Izquierda: esquema del camino recorrido por el refrigerante dentro del RPV. Derecha: algoritmo usado para resolver las ecuaciones 1D y esquema de acoplamiento 3D – 1D.

La **figura 4** muestra resultados obtenidos con el modelo 3D monofásico acoplado con el código 1D para simular la termo-hidráulica del tanque moderador. Conocer el campo de temperatura y por ende la densidad del moderador es fundamental para alimentar en forma local a los códigos de cinética neutrónica. La **figura 5** muestra resultados obtenidos con el modelo 1/3-D multifásico del circuito de refrigeración.

La distribución de temperatura y fracción de vacío en el pleno superior puede ser predicha a partir del modelado 1D del flujo en los canales combustibles. Luego, un mapa completo del flujo termo-hidráulico de refrigerante y moderador en el interior del RPV puede ser predicha con los modelos ya desarrollados.

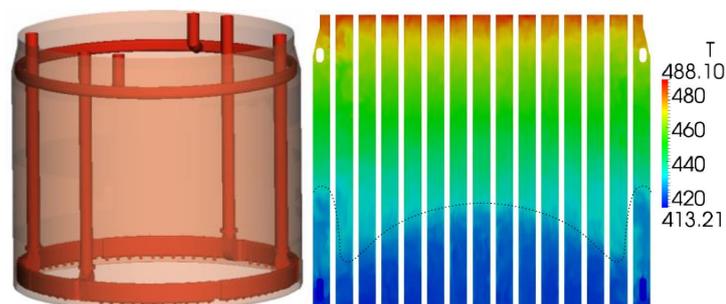


Figura 4. Izquierda: Modelo del tanque moderador del RPV. Derecha: campo de temperatura sobre un plano vertical seccionando el tanque moderador.

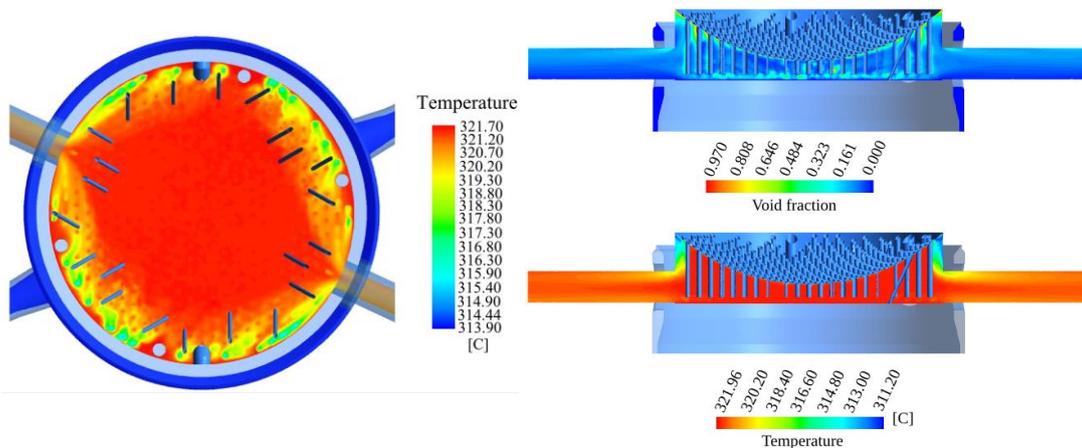


Figura 5. Izquierda: temperatura sobre un plano horizontal seccionando el pleno superior del RPV. Derecha: fracción de vacío y temperatura sobre un plano vertical seccionando el pleno superior y las ramas calientes del RPV.

2.2 Simulación de los Canales Combustibles

Los cálculos térmicos en el interior de los canales o en las proximidades de las barras combustibles son muchas veces desarrollados con códigos 1D y modelos específicos basados en correlaciones para representar los distintos tipos de flujos multifásicos y la transferencia de calor, pudiendo luego inferior aproximaciones al límite de potencia posible o CHF. Códigos más evolucionados emplean la metodología de dividir el canal en sub-canales definidos en los espacios que separan a las barras combustibles dentro del elemento combustible. No obstante, estos modelos son en cualquier caso 1D y no incorporan la complejidad fluidodinámica del problema. Más aún, en reactores de diseño reciente (no es el caso de Atucha I y II), la turbulencia y el mezclado son factores promovidos adrede por las grillas espaciadoras que sostienen las barras combustibles, con el objetivo de reducir la estratificación térmica y remover el vapor de la pared de los combustibles.

La capacidad de simular flujo multifásico mediante el código propio 1-D permitió incorporar modelos de evaporación local en la pared en régimen de sub-enfriamiento y la condensación posterior. Estos modelos empíricos permiten identificar los puntos que definen el comienzo de la nucleación de burbujas (Onset of Nucleation Boiling, ONB) dentro del canal y el punto de producción neta de vapor (Onset of Significant Boiling OSV). Un significativo esfuerzo por evaluar la capacidad de los modelos existentes fue reportada en el trabajo de Tesis Doctoral del Dr. Corzo. Dentro del código 1D desarrollado se incorporaron modelos capaces de introducir efectos transversales como la transferencia de calor y masa en las paredes del dominio 1D. En particular, se empleó el modelo de particionamiento del flujo térmico en la pared desarrollado por [Lahey \(1978\)](#). También, se incorporaron las ecuaciones para corregir la pérdida de carga por la presencia de la segunda fase empleando el modelo de Lockhard-Martinelli ([Corzo y col., 2012](#)). Se introdujo el modelo de condensación de Unal y se empleó un modelo también propuesto por Unal para calcular la temperatura de OSV (los códigos como RELAP emplean el modelo de Saha-Zuber el cual está fuera del rango de trabajo de Atucha II). Se consideraron los efectos de drag (modelos de Grace y de Ishi-Zuber) y lift (Tomiyama) entre fases y lubricación en la pared (Antal), así como la dispersión turbulenta (Favre-averaged model). Además, se incorporaron datos operacionales fundamentales como la distribución axial de potencia de fisión en cada canal. Este código 1D se validó contra resultados experimentales ([Bartolomej y Chanturiya, 1967](#)) dando resultados mucho mejores a los obtenidos con otros códigos (ver [figura 6](#)) y similares a simulaciones 3D empleando el modelo de evaporación sub-enfriada de Kurul y Podowski (1991, 1997).

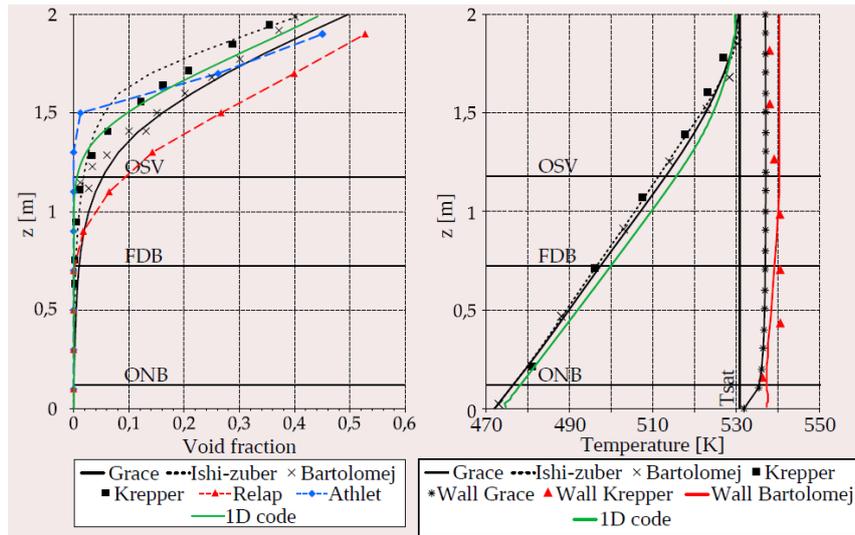


Figura 6. Resultados 1D y 3D de un test de evaporación sub-enfriada (Bartolomej y Chanturiya, 1967). Izquierda: fracción de vacío. Derecha: Temperatura.

La figura 7 muestra parte del trabajo desarrollado sobre los canales de Atucha II. A la izquierda se muestra la geometría del CC y de los spacers. En la figura central se observa la fracción de vacío sobre las barras combustibles (segunda mitad del canal) para una simulación 3D multifásica con evaporación y condensación empleando el modelo de Kurul y Podowski. Finalmente, a la derecha se muestra la temperatura y fracción de vacío promedio a lo largo del canal. Se incluyen también valores en distintas líneas o sub-canales dentro de los elementos combustibles. De esta forma se pone de manifiesto la disparidad entre la fracción de vacío promedio y la que se da en sub-canales delimitados por las barras de mayor potencia. Estos resultados ponen de manifiesto la disparidad que se obtiene entre los modelos 1D y 3D. El modelo 1D (evaluado satisfactoriamente para el test de Bartolomej y Chanturiya) arroja valores similares a los reportados experimentalmente para el canal de Atucha II mientras que el modelo 3D sobre estima significativamente la cantidad de vapor y el inicio de la evaporación.

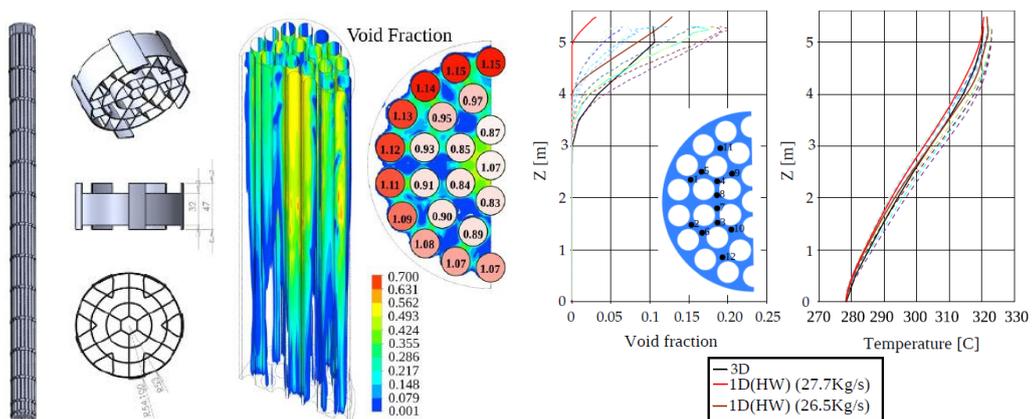


Figura 7. Resultados 3D del canal central de Atucha II. Izquierda: geometría del CC y de los spacers. Centro: fracción de vacío sobre las barras combustibles (segunda mitad del canal). Derecha: temperatura y fracción de vacío promedio y en distintos sub-canales a lo largo del canal combustible.

2.3 Simulación de plantas nucleares mediante códigos 0/1-D

Las actividades de investigación en el área nuclear han sido cumplimentadas con actividades de transferencia a la ARN desde 2011. Entre 2011 y 2013 los Dres Nigro, Ramajo y Corzo junto con otros integrantes del CIMEC participaron en la generación de un modelo termo-hidráulico de Atucha II empleando el código ATHLET. Por otro lado, a partir de 2013 y hasta el presente se trabaja en un modelo termohidráulico de la Central Nuclear Embalse (CNE) empleando el código

RELAP5. Este modelo se encuentra en su etapa final de desarrollo (ver figura 8) con lo cual en breve se comenzarán a simular distintos accidentes base de diseño requeridos por ARN en el marco del programa de extensión de vida de la central. Es por ello que se dispone de un grado de conocimiento significativo sobre las centrales y la forma de modelarlas con este tipo de códigos. Aunque el núcleo de Embalse es completamente diferente al de Atucha II, ambos son reactores tipo PHWR y por lo tanto guardan similitudes en cuanto a las instalaciones, fluidos y condiciones operativas. Luego, la experiencia ganada en modelar CNE permitirá generar un modelo simplificado de Atucha II (en RELAP5) capaz de reproducir el comportamiento de la central en condiciones de emergencia, en las cuales una gran cantidad de sistemas secundarios o auxiliares no intervienen. Tampoco se descarta utilizar el modelo de CNE disponible y acoplarlo con un modelo 1/3D de un núcleo tipo CANDU. La tarea de acoplar el modelo 1/3D con el código RELAP5 no está prevista dentro de este plan de trabajo sino en el marco del trabajo posdoctoral del Dr. Corzo (beca CONICET asignada desde el 1/4/2015 al 1/4/2017).

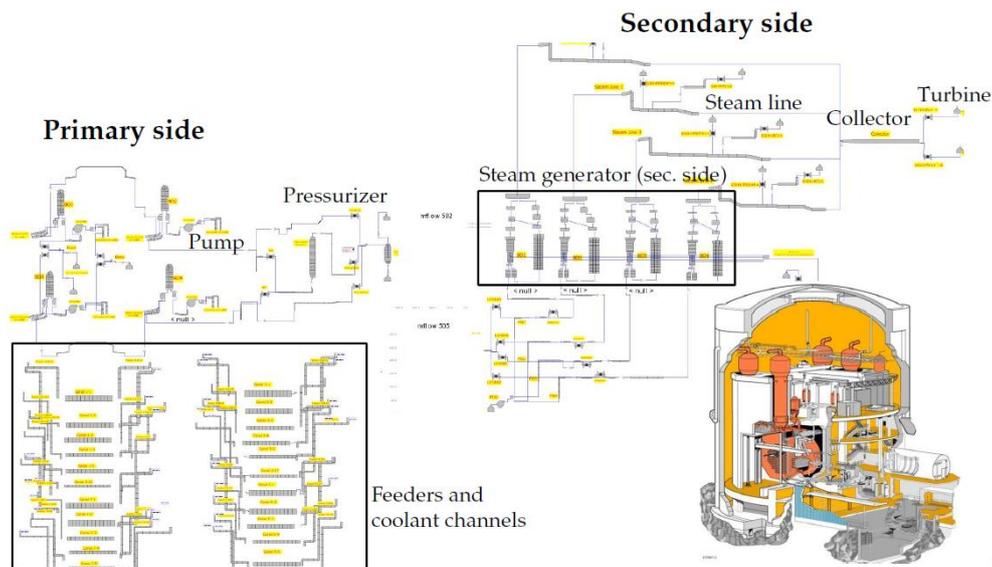


Figura 8. Parte del modelo 0/1D de CNE generado en RELAP5.

3. Actividades a desarrollar durante la beca

3.1 Primeros tres años

Etapa 1 – Formación académica: durante los primeros tres años se prevé que el becario realice los cursos de posgrado requeridos en el marco del Doctorado en Ingeniería, Mención en Mecánica Computacional de la Fac. de Ingeniería y Cs. Hídricas de la Univ. Nac. del Litoral. Este es un doctorado categoría A de CONEAU de alto nivel académico y que le insumirá al becario una dedicación aproximada al 50% su tiempo (requiere 26 créditos de posgrado lo cual equivale al menos a 7 cursos). Algunos de los posibles cursos de posgrado para llevar a cabo una formación integral del becario son: Matemática Aplicada, Fenómenos de Transporte en Mecánica de Fluidos, Transferencia de Energía, Métodos Numéricos en Fenómenos de Transporte y Elementos Finitos. No se descarta la realización de cursos específicos en el área nuclear y de programación de alto nivel.

Etapa 2 – Análisis y evaluación de los modelos de evaporación sub-enfriada existentes: se estudiarán los modelos disponibles en bibliografía tanto para modelado 1D como 3D. En el primero de los casos, los resultados ya obtenidos con el modelo de Lahey han mostrado buena concordancia para unos pocos casos analizados por lo que debe extenderse el rango de validación del mismo al comparar con otros juegos de datos disponibles en bibliografía. En cuanto a los modelos 3D, el modelo de Kurul y Podowski no ha mostrado buenos resultados en regímenes de flujo como los característicos de Atucha II. Al mismo tiempo, la implementación de dicho modelo en el software CFX muestra una dependencia marcada con la discretización de malla empleada. En este sentido, la tendencia es contraria a lo esperada, dando peores predicciones cuando mayor es el refinamiento hacia la pared.

Etapa 3 – Implementación de nuevos modelos de evaporación y cálculo de CHF en el código 1D: a partir de los resultados obtenidos en la etapa I, se prevé la incorporación de modelos de evaporación más precisos o capaces de simular un rango más amplio de condiciones de flujo.

Etapa 4 – Implementación de nuevos y mejores modelos de evaporación y cálculo de CHF en modelos 3D en OF: dado que se pretende migrar el modelo 1/3D del RPV desde CFX a OF, todos los desarrollos en 3D se harán empleando este último. Luego, se prevé implementar modelos de evaporación/condensación en OF y de predicción de CHF para modelar canales de refrigeración de reactores tipo PHWR. Los modelos se emplearán para reproducir experimentos reportados en bibliografía para distintos reactores y en particular para Atucha II y reactores tipo CANDU 6 como el de CNE.

Etapa 5 – Incorporación de los desarrollos 1D en el modelo 1/3D-OF-RELAP5 de Atucha II y modelado de transitorios: una vez implementado el modelo 1/3D del RPV en OF y acoplado con el código RELAP5 se prevé la simulación de transitorios de operación (parada de bombas, SCRAM de reactor, trip de turbina, etc.) y de accidentes base de diseño (LOCA, pérdida de clase IV sin ECCS, etc.).

3.2 Cuarto y quinto año

Etapa 6 – Empleo de las herramientas computacionales 3D en la simulación del reactor CAREM: actualmente se encuentran iniciadas las obras de construcción del reactor de diseño Argentino CAREM 25, el cual tendrá una potencia de 25 MW y se prevé su finalización para 2018. Este reactor resulta particularmente interesante por ser un reactor de circulación natural. Luego, la transferencia de calor es el motor propulsor del movimiento del refrigerante. Por ello, debe existir un balance preciso entre los límites de operación segura y el rendimiento del reactor. CAREM 25 es un prototipo para luego extrapolar esta tecnología a reactores de cuatro a cinco veces más potencia. No existen mediciones experimentales capaces de predecir el comportamiento global del reactor y por ello se debe avanzar en el desarrollo de herramientas computacionales para evaluarlo. En este sentido, existe interés por parte de CNEA (diseñador del CAREM) en trabajar junto al CIMEC en el estudio del CAREM. Si esto se concreta, entonces la Etapa 6 deberá desarrollarse en forma paralela a las anteriores.

Etapa 7 – Escritura de tesis: a partir de las etapas descritas puede concluirse que la tesis de doctorado tiene como objetivo final desarrollar herramientas computacionales para el estudio de los fenómenos de evaporación y estimación de CHF en reactores nucleares. Por ello, al final de la beca se espera contar con códigos capaces de dar respuesta rápida y confiable a requerimientos de diseñadores y licenciarios de tecnología nuclear en la Argentina.

3.3 Generación de Trabajos Científicos

La complejidad e interés del tema de estudio garantiza que de llevar a cabo un trabajo profundo y metódico entonces será posible arribar a conclusiones científico/tecnológicas de alto interés para la comunidad nuclear internacional.

4. Actividades de transferencia

El plan doctoral propuesto se enmarca en temas de impacto tecnológico directo, usando como caso de estudio reactores en operación en la Argentina. Por ello, se considera que tanto la ARN como ente licenciario y CNEA como entidad diseñadora tendrán interés en el desarrollo y uso de herramientas computacionales específicamente orientadas a dar asistencia a tecnologías nacionales. Desde 2011 el CIMEC ha trabajado en forma ininterrumpida con ARN en el desarrollo de modelos para licenciamiento bajo la forma de convenios de colaboración SAT (Servicios de Alta Tecnología). Por ello, es de esperar que las actividades proyectadas en este plan sean también de gran interés para ARN. Por otro lado, los modelos CFD 3D aún no son bien aceptados para su uso como herramientas de licenciamiento pero pueden dar ayuda valorable a los diseñadores. Por ello se estima que CNEA también tendrá interés real en trabajar en forma colaborativa con el CIMEC.

5. Participación en proyectos

Las actividades propuestas se enmarcan en tres proyectos de investigación acreditados y con financiamiento, los cuales se hallan actualmente en ejecución:

- ✓ PIP 2012-2014 - N° 112 -201101 00331 - CONICET
Simulación computacional de sistemas de alta transferencia de calor en centrales nucleares
Director: Dr. Damian Ramajo
Grupo responsable: Dr. N. Nigro, Dr. L. Dalcín
Grupo colaborador: Dr. S. Marquez Damian, Ing. S. Corzo, Ing. J. Gimenez
Monto y Periodo: \$ 177.000 – 2013/2016
- ✓ CAID+D 2011 UNL N° PJ 500 201101 00015 (Proyecto Joven)
Mecánica de Fluidos Computacional Aplicada a la Ingeniería Nuclear: Simulación Termo-hidráulica de un Reactor Mediante un Modelo 3/1D
Director: Dr. Damian Ramajo
Monto y Periodo: \$ 19.500 – 2013/2016
- ✓ PICT-2013-0830 – ANPCyT – FONCyT
Métodos Numéricos Eficientes para la Resolución de Problemas de Flujos Complejos
Director: Dr. Norberto Nigro
Grupo responsable: Dr. N. Nigro, Dr. S. Marquez Damian, Dr. S. Idelshon, Dr. D. Ramajo
Monto y Periodo: \$ 397.000 - 2014-2017

Referencias

Anglart, H., Nylund, O., Kurul, N., Podowski, M.: CFD prediction of flow and phase distribution in fuel assemblies with spacers. *Nuclear Engineering and Design*, 177(1), 215-228, 1997.

Bartolomej, G., Chanturiya, V.: Experimental study of true void fraction when boiling subcooled water in vertical tubes. *Thermal Engineering*, 14(2), 123-128, 1967.

Cheng X. and Müller U., Review on Critical Heat Flux in Water Cooled Reactors, IAEA INIS Collection Research, issue 33, vol. 34, 2003.

Corzo S., Ramajo D., Nigro N., 1/3D Modeling of the Core Coolant Circuit of a PHWR Nuclear Power Plant, *Annals of Nuclear energy*, Doi: 10.1016/j.anucene.2014.12.035, 2014.

Corzo S., Ramajo D., Nigro N., 1/3D modeling of the core of a PHWR nuclear power plant, ENIEF XX, Mendoza, 2013.

Corzo S., Marquez Damian S., Ramajo D., Nigro N. Numerical Simulation of Bubbly Two-Phase Flow Using Eulerian-Eulerian Model, MECOM X, 2012

Corzo S., Ramajo D., Marquez Damian S., Nigro N., A Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR) Coolant Channel Simulation of the Atucha II Nuclear Power Plant, *ENIEF XIX*, Rosario, 2011.

Corzo S., Marquez Damian S., Ramajo D., Nigro N., Numerical Simulation of Natural Convection Phenomena, *ENIEF XIX*, Rosario, 2011.

Kurul, N., Podowski, M., On the modeling of multidimensional effects in boiling channels, *Proceedings of the 27th National Heat Transfer Conference*, 1991.

Ghiaasiaan M., Two-phase Flow, Boiling and Condensation, Cambridge University Press, 2008.

Lahey R., A mechanistic subcooled boiling model. *Proceedings of the 6th International Heat Transfer Conference*, vol.1. 293-297, 1978.

Ramajo D., Corzo S., Schiliuk N., Nigro N., 3D modeling of the primary circuit in the reactor pressure vessel of a PHWR, *Nuclear Engineering and Design*, 265, 356-365, 2013.

Ramajo D., Corzo S., Marquez Damian S., Nigro N., Computational Fluid Dynamics Simulation of the Atucha II Nuclear Power Plant, *ENIEF XIX*, Rosario, 2011.