

Análisis de transitorios base de diseño de un reactor avanzado refrigerado por sodio utilizando modelos tridimensionales con acoplamiento neutrónico-termohidráulico

Aurelio Lázaro¹, Luca Ammirabile², Sebastián Martorell¹

¹Departamento de Ingeniería Química y Nuclear - Universitat Politècnica de València
Camí de Vera s/n, 46022 Valencia

²Joint Research Centre – Institute for Energy and Transport – Petten (The Netherlands)

***Sinopsis:** Entre los objetivos marcados por el Generation IV International Forum (GIF) se encuentra el dotar a la nueva generación de reactores nucleares de un nivel de seguridad igual o superior a la generación actual. Diferentes iniciativas europeas (SNTP, ESNII) han establecido en su agenda los esfuerzos en I+D necesarios para alcanzar esos ambiciosos objetivos. Entre ellos se encuentra el desarrollo de herramientas para simular el comportamiento de estos diseños en condiciones de accidente de forma precisa y detallada. El artículo describe las diferentes etapas seguidas para desarrollar un modelo del diseño preliminar del European Sodium Fast Reactor (ESFR). Partiendo del desarrollo con el código TRACE de un modelo unidimensional con realimentación neutrónica de cinética puntal contrastado con los resultados obtenidos con modelos equivalentes que se tomó como referencia, se extendió a un modelo tridimensional termohidráulico para posteriormente ser acoplado con un código neutrónico de cinética espacial (PARCS). La conclusión del trabajo es la demostración de que las herramientas de cálculo convencionales pueden ser adaptadas y utilizadas en el análisis de seguridad de reactores avanzados. Se identifican también las aplicaciones y desarrollos posibles del modelo acoplado y sus implicaciones en el estudio de seguridad del reactor.*

1. Introducción

El Generation IV International Forum es una plataforma internacional de investigación que tiene como objetivo organizar las diferentes iniciativas en i+D emprendidas por los países participantes para desarrollar una nueva generación de reactores nucleares. Esta organización ha seleccionado una serie de diseños con potencial para alcanzar los más altos objetivos tecnológicos, tales como; una capacidad de gestión avanzada de los residuos nucleares, niveles de confiabilidad y seguridad más elevados y competitividad económica respecto otras fuentes de energía. Entre los diseños propuestos destacan los reactores rápidos refrigerados por sodio puesto que es una tecnología con una extensa experiencia operativa previa.

Esta nueva generación de reactores requiere el desarrollo y la validación de herramientas computacionales capaces de simular el comportamiento de los sistemas en condiciones de funcionamiento normal y accidental, teniendo en cuenta la fenomenología particular de esta tecnología.

La simulación de transitorios en condiciones accidentales constituye un importante aspecto a tener en cuenta en las diferentes fases del desarrollo de un reactor nuclear, desde su diseño hasta su licitación. Entre estos transitorios destacan aquellos con comportamiento asimétrico puesto que requieren un mayor nivel de detalle y, consecuentemente, una mayor exigencia computacional.

Este artículo describe las diferentes etapas seguidas en el desarrollo de una herramienta computacional multi-física tridimensional basada en el acoplamiento entre un modelo termohidráulico y un modelo neutrónico usando el código TRACE-PARCS, adaptado a la fenomenología particular de los reactores rápidos refrigerados por sodio.

2. El diseño del European Sodium Fast Reactor ESFR

El diseño del ESFR [Blanchet et al, 2009] es el de un reactor rápido refrigerado por sodio de tamaño industrial. El reactor tiene tres sistemas de refrigeración. Un sistema primario refrigerado por sodio tipo piscina que alberga al núcleo, 6 intercambiadores de calor intermedios (IHX) y 6 extractores del calor residual (DHR). El sistema secundario está formado por seis circuitos también refrigerados por sodio líquido y el terciario lo componen 36 circuitos refrigerados por agua generadores de vapor sobrecalentado. El uso de 6 generadores de vapor modulares por circuito secundario se justifica en limitar el efecto de una posible ruptura de tubo y la consecuente reacción sodio-agua (altamente exotérmica).

El núcleo del reactor se compone de dos zonas de enriquecimiento. La zona interna se compone de 225 elementos combustibles con un contenido másico de Plutonio del 14.5%. La zona externa se compone de 228 elementos combustibles con un enriquecimiento del 17%. El núcleo posee también 33 elementos de control (bancos) y 333 elementos conformando el reflector radial.

La Figura 1 muestra un corte trasversal del diseño de la piscina del reactor y un esquema de la distribución de los distintos componentes del núcleo.

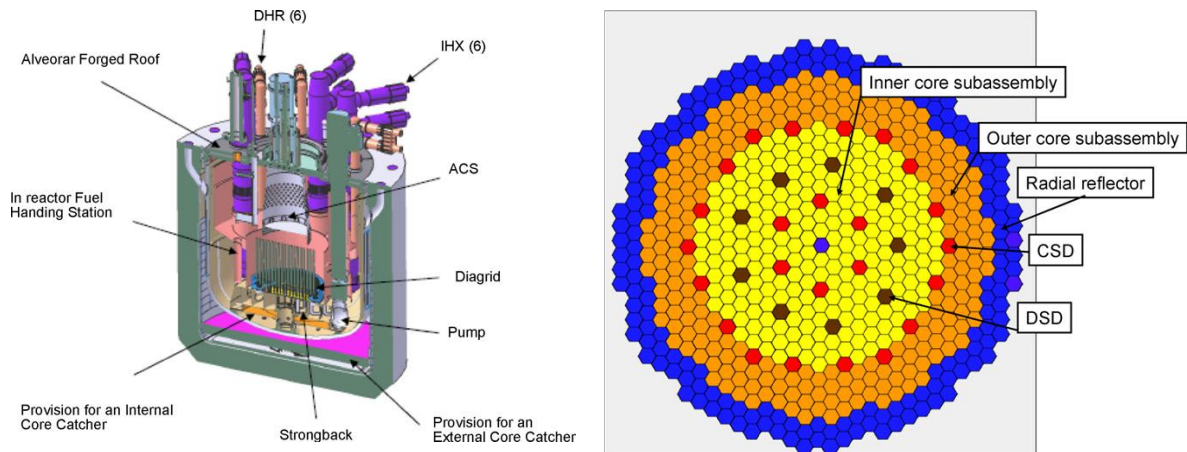


Figura 1: Esquema de piscina del sistema primario y núcleo del ESFR

Las variables de funcionamiento y parámetros más destacados del reactor se exponen en la Tabla 1.

Variable		Variable	
Reactor Power (MWth)	3600	Core inlet temperature (°C)	395
Number of FA	453	Core outlet temperature (°C)	545
Number of pins per FA	271	Av. core structure temperature (°C)	470
Fuel pin outer clad diameter (mm)	10.73	Average fuel temperature (°C)	1227
Fuel pin inner clad diameter (mm)	9.73	Sec. Coolant temp. at IHX inlet (°C)	525
Fuel pellet outer diameter (mm)	9.43	Sec. Coolant temp. at IHX outlet (°C)	340
Fuel pellet inner diameter (mm)	2	Water temperature at SG inlet (°C)	240
Cladding material	ODS Steel	Steam temperature at SG outlet (°C)	490
Fuel Pellet material	(U,Pu)O ₂	Steam Pressure (Pa)	18.5

Tabla 1: Parámetros y variables principales del diseño

El estudio del diseño incluyendo el efecto de distintas configuraciones y sistemas de seguridad se llevó a cabo en el proyecto colaborativo europeo CP-ESFR dentro del 7º programa marco (FP7) de la Comisión Europea [Vasile et al, 2011].

3. Modelado unidimensional

Como se indicó en la introducción, el objetivo de este trabajo de investigación es desarrollar una herramienta de análisis multi-física tridimensional. Para ello se siguió una metodología secuencial partiendo de modelos sencillos se fueron desarrollando hasta alcanzar el objetivo propuesto.

El primer paso de esta metodología fue el desarrollo de un modelo del sistema unidimensional con respuesta neutrónica basada en cinética puntual. Este modelo se desarrolló en el contexto del proyecto CP-ESFR (en particular, Subtask 6.3.1) en donde una serie de organizaciones desarrollaron modelos unidimensionales utilizando diferentes herramientas computacionales equivalentes. Las simulaciones obtenidas con estos modelos para un transitorio ficticio acordado fueron comparadas y analizadas sus diferencias hasta alcanzar un elevado nivel de consistencia [Lazaro et al –I, 2014].

Posteriormente, estos modelos fueron utilizados para analizar el comportamiento del diseño ante transitorios identificados como base de diseño en el estudio preliminar de seguridad de reactor. Estos transitorios incluían iniciadores de por pérdida de flujo de refrigerante (ULOF) y de carácter neutrónico (inserción de reactividad por extracción de bancos de control) [Lazaro et al –II, 2014].

En estos modelos el núcleo estaba representado por 7 diferentes grupos de refrigeración atendiendo al perfil de potencia que el núcleo presenta en condiciones BOL (inicio de vida). Estos grupos corresponden con; un grupo para el elemento combustible más penalizado (Hot Fuel Assembly) un grupo para los elementos de la zona interna, dos grupos para los elementos de la zona externa, un grupo para los elementos de control, un grupo para el reflector y un grupo para el by-pass.

El resto de elementos del sistema primario y el sistema secundario y terciario fueron modelados siguiendo sus características técnicas. Aquellos elementos redundantes distribuidos simétricamente fueron modelados como un solo elemento consistentemente con las limitaciones que el modelado unidimensional conlleva. De este modo, se modelizó en un solo componente el efecto conjunto de los 6 intercambiadores intermedios o el efecto de los 36 generadores de vapor.

El esquema de cálculo seguido para modelar la respuesta neutrónica de cinética puntual está basado en los estudios neutrónicos realizados sobre el núcleo de referencia en el marco del proyecto CP-ESFR. Este esquema de cálculo incluye 6 componentes de reactividad, que son: el efecto Doppler (1), en dependencia con la temperatura media del combustible, el efecto de la densidad del refrigerante (2), puesto que la temperatura/densidad del refrigerante afecta a su capacidad de absorción neutrónica, la expansión axial del núcleo debido a la temperatura de combustible (3) y vaina (4), la expansión radial de la base del núcleo (5) y la inserción relativa de las barras de control debido al movimiento relativo por expansión térmica entre núcleo y las barras (6).

Por último, el código (TRACE) fue adaptado al nuevo refrigerante reemplazando las correlaciones que gobiernan la transferencia de calor, sustituyendo las incluidas en el código original por otras identificadas en la bibliografía disponible. [Mikityuk, 2011].

La Figura 2 (izquierda) muestra la evolución de la temperatura del refrigerante en distintos puntos de la planta (entrada y salida del núcleo, entrada y salida del intercambiador y salida del generador de vapor) para el modelo desarrollado en código TRACE (T) en comparación con un modelo equivalente desarrollado en código RELAP (R). Así mismo, en la parte derecha se muestra la comparación de las evoluciones de los coeficientes de reactividad anteriormente descritos. Las figuras muestran un alto nivel de consistencia entre las simulaciones con ambos códigos. El transitorio considerado consiste en una pérdida controlada de los flujos de refrigerante en los sistemas primario, secundario y terciario.

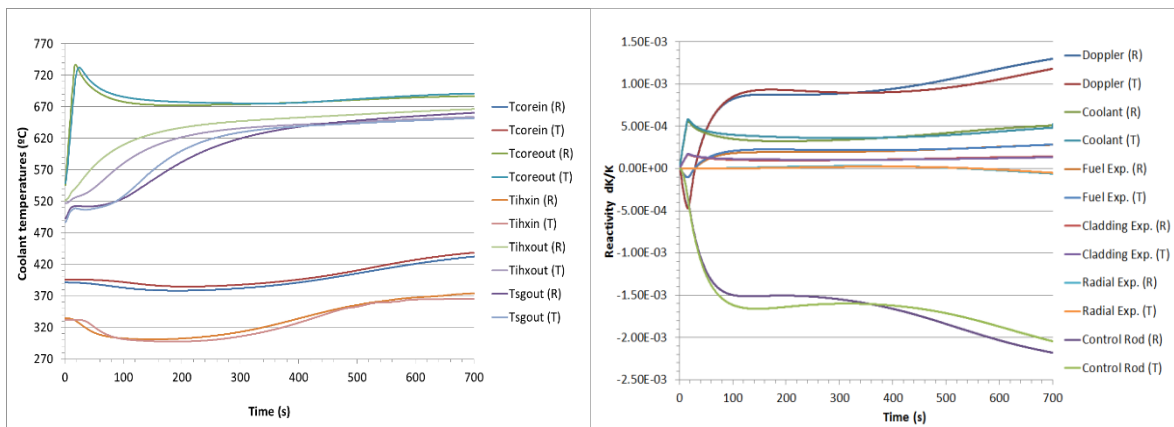


Figura 2: Comparación TRACE-RELAP- Evolución de las temperaturas de refrigerante y coeficientes de reactividad

4. Modelado tridimensional

El modelo presentado en el capítulo anterior es capaz de simular el comportamiento del sistema ante la mayoría de los accidentes considerados como base de diseño en el estudio de seguridad preliminar del reactor. Sin embargo, sus restricciones unidimensionales limitan la aplicación del modelo al análisis de transitorios simétricos descubriendo aquellos con fenomenología localizada y en los que se pueden superar localmente los límites de seguridad establecidos en el estudio preliminar de seguridad del reactor. Este apartado describe la extensión del modelo termohidráulico a componentes tridimensionales así como el desarrollo de un modelo neutrónico espacial en código PARCS y su acoplamiento.

4.1. Modelo termohidráulico tridimensional

Para convertir el modelo unidimensional en un modelo tridimensional se reemplazaron los principales componentes del circuito primario por un componente VESSEL. Este componente tiene una geometría tridimensional, su volumen se divide en sectores axiales, radiales y azimutales. En este caso, el componente VESSEL se aplicó a la totalidad del volumen de la piscina que constituye el circuito primario del reactor. Para ello, se modelizó el componente dotándole de 25 niveles axiales, 6 sectores radiales y tres sectores azimutales.

El núcleo se representa ahora por 14 niveles axiales de los cuales 10 se corresponden con su parte activa, 4 anillos radiales (uno para la parte interna del núcleo, dos para su parte externa y uno para el reflector y elementos de control). El elemento combustible más desfavorable se representa como un componente unidimensional situado en el anillo radial de mayor densidad de potencia (segundo) y el by-pass es modelado de manera análoga para disminuir el gasto computacional que conlleva un anillo radial adicional. El resto de niveles axiales (1-5) y (19-25) representan las piscinas inferior (fría) y superior (caliente) del sistema primario han sido modeladas teniendo en cuenta la secciones de paso que el fluido enfrenta en su interior, disminuidas por los elementos estructurales allí alojados, y las pérdidas de presión asociadas.

Los intercambiadores de calor intermedios (IHX) se modelaron con tres estructuras unidimensionales y se acoplaron en cada uno de los sectores azimutales del elemento VESSEL. Consecuentemente, la modelización de los circuitos secundario y terciario fue desdoblada en tres circuitos independientes equivalentes cada uno de ellos acoplado con uno de los IHX integrados en cada sector azimutal.

El esquema de cinética puntal siguió un proceso análogo. Las regiones de promediación de temperaturas (tanto de combustible como de refrigerante y estructuras) fueron desdobladas en tres sectores, asociados a un sector azimutal. Este nuevo sistema permite tener en consideración el efecto en la potencia total variaciones locales de temperatura, pero no permite evaluar el efecto local en la potencia generada.

La Figura 3 muestra la comparación de los resultados obtenidos aplicando el modelo unidimensional mostrado en el punto anterior (T) y los resultados obtenidos con el modelo tridimensional (3D) para el mismo transitorio de estudio, reducción simétrica de los flujos de refrigerante en todos los sistemas. La parte izquierda de la imagen muestra la evolución de la potencia generada por el núcleo e intercambiada por los IHXs y GVs. La parte derecha muestra la comparación de los coeficientes de reactividad.

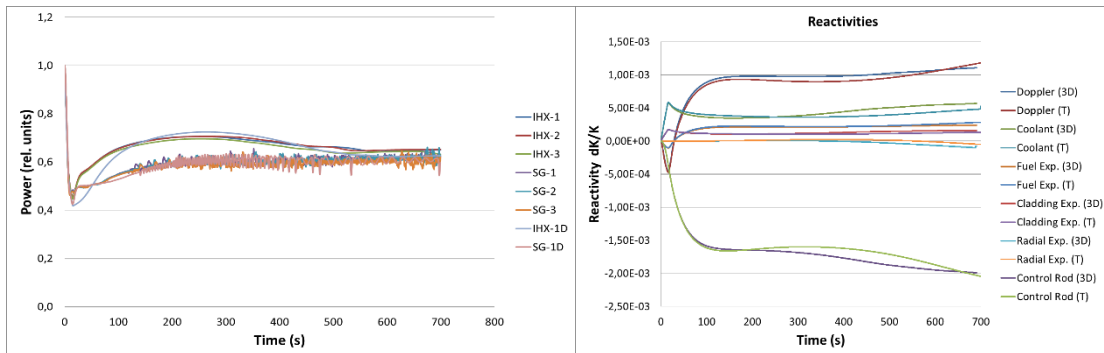


Figura 3: Comparación 1D-3D - Evolución de potencias generada e intercambiadas y coeficientes de reactividad

4.2. Modelo neutrónico tridimensional

El esquema de cinética puntal utilizado limita la capacidad del código para simular transitorios con fenomenología local. Para tal objetivo, se desarrolló de un modelo cinético espacial para el código determinista PARCS acoplado al código termohidráulico TRACE.

El modelado neutrónico requiere la cuantificación del comportamiento nuclear de los materiales que lo integran. Para ello debe generarse una colección de Secciones Eficaces (XS) que evalúan la posibilidad de que ocurran una serie de reacciones nucleares en zonas homogenizadas del núcleo. Esas zonas homogenizadas se corresponden con aquellos elementos del núcleo con características neutrónicas similares (i.e. sección activa del combustible, reflectores axiales y radiales, absorbentes...). Para generar la colección de secciones eficaces se utilizó el código probabilista (Monte Carlo) SERPENT [Fridman et al, 2011] y se generaron según los requerimientos del código PARCS, esto es, secciones eficaces de transporte,

absorción fisión y de cambio de grupo para siete grupos de energía siendo al práctica habitual para cálculo neutrónico en reactores rápidos [Fridman et al, 2013].

Implementado el modelo del núcleo para el código PARCS incluyendo el set de secciones eficaces anteriormente descrito se procedió a realizar una comparación entre los resultados obtenidos por el código PARCS y los vertidos por el código SERPENT para casos estacionarios. La Figura 4 muestra los resultados de esta comparación.

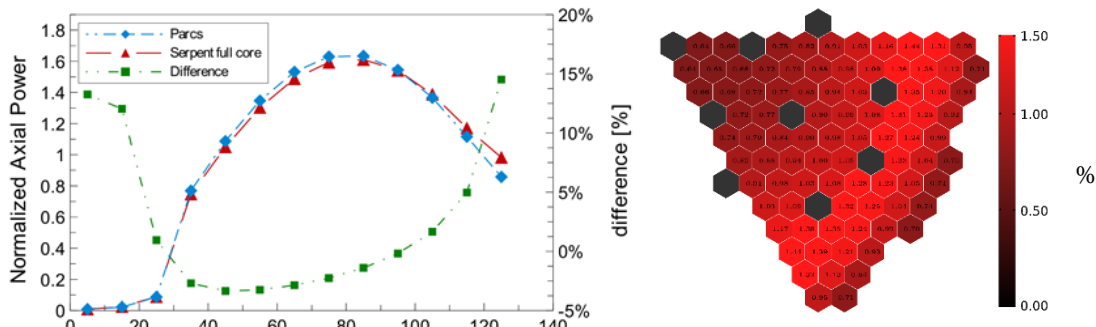


Figura 4: Diferencias PARCS-SERPENT en perfiles potencia axiales (izquierda) y radiales (derecha)

La Figura 4 muestra un alto nivel de consistencia entre los valores calculados por PARCS y SERPENT para el estado estacionario, y por tanto, una vez verificado el modelo neutrónico generado se procedió a realizar el acoplamiento entre el código termo-hidráulico (descrito en 4.1) y el código neutrónico.

Una vez realizado el acoplamiento entre los 12255 nodos del modelo neutrónico con los 240 nodos del

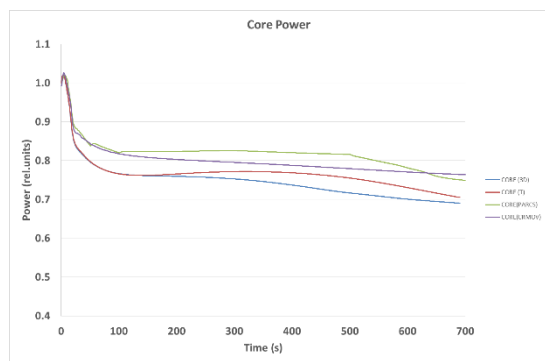


Figura 5: Comparación 1D-3D de potencia generado durante transitorio simétrico

modelo termohidráulico se procedió a comprar los resultados que este acoplamiento generaba con los obtenidos con el modelo con respuesta neutrónica de cinética puntual para un transitorio simétrico como el empleado en los apartados anteriores. Los resultados de esta comparación se muestran en la Figura 5.

La Figura 5 muestra la evolución de la potencia total generada para los modelos 1-D (rojo) y 3D (azul) con respuesta neutrónica de cinética puntual y la potencia total calculada por el acoplamiento TRACE-PARCS en dos casos distintos, una inserción programada de

Las barras de control debido al movimiento relativo entre el núcleo y los bancos por expansión térmica tomados del cálculo unidimensional (verde) así como el calculado por el código acoplado con un control automático (morado).

La Figura 5 muestra valores muy próximos entre sí, con diferencias acotadas en el 10%. Estas diferencias se justifican en la diferente aproximación tomada en la respuesta neutrónica. El modelo de cinética puntual utiliza valores medios tomados de volúmenes grandes afectados por un solo coeficiente de reactividad promediado. Por el contrario, la respuesta de neutrónica espacial utiliza 12255 puntos de cálculo (nodos) para construir un perfil de potencias preciso. Este esquema sigue tomando valores termo-hidráulicos medios, pero los coeficientes neutrónicos son evaluados específicamente en cada nodo.

5. Transitorios asimétricos

Una vez el código acoplado se ha demostrado válido para simular el comportamiento del diseño de manera consistente con el modelo unidimensional para transitorios simétricos puede ser aplicado para evaluar la respuesta del sistema ante iniciadores que desencadenen transitorios con componentes asimétricas que es la utilidad diferencial del acoplamiento realizado.

El estudio preliminar de seguridad del reactor identifica una serie de transitorios que, con una muy baja probabilidad de ocurrencia, deben ser acomodados por el reactor con unas consecuencias en los sistemas de seguridad del reactor limitadas y definidas. El diseño de estos sistemas debe realizarse, por tanto,

teniendo en cuenta las condiciones que estos transitorios desencadenarán. Entre los transitorios creíbles de consecuencias más severas de los que pueden ocurrir en la planta se encuentran los accidentes de pérdida de refrigerante y los de inserción de reactividad. En el presente trabajo se evalúa el comportamiento de la planta ante la pérdida asimétrica de refrigerante en los circuitos primario y secundario y la inserción asimétrica de reactividad. El reactor se considera “desprotegido” esto es, se consideran fallados los sistemas de protección de la planta que deben actuar ante desviaciones del funcionamiento normal en la planta.

5.1. Parada de una bomba del sistema primario

El primer transitorio analizado consiste en la parada de una de las tres bombas del sistema primario. Esta parada crea una distribución asimétrica del flujo de refrigerante en el volumen próximo a la salida de la bomba originando un comportamiento asimétrico.

No obstante, las simulaciones sirvieron para comprobar que la piscina inferior es lo suficiente grande para amortiguar la distribución asimétrica de flujo de manera que, por efecto de mezclado, éste deviene completamente simétrico en la entrada del núcleo. La Figura 6 muestra la evolución del flujo de refrigerante a la salida en cada uno de los sectores azimutales a la salida de la bomba (izquierda) y a la entrada del núcleo (derecha). Consecuentemente, se comprobó también que el efecto neutrónico sufrido es equivalente al que el reactor experimentaría con una reducción proporcional de las tres bombas simultáneamente.

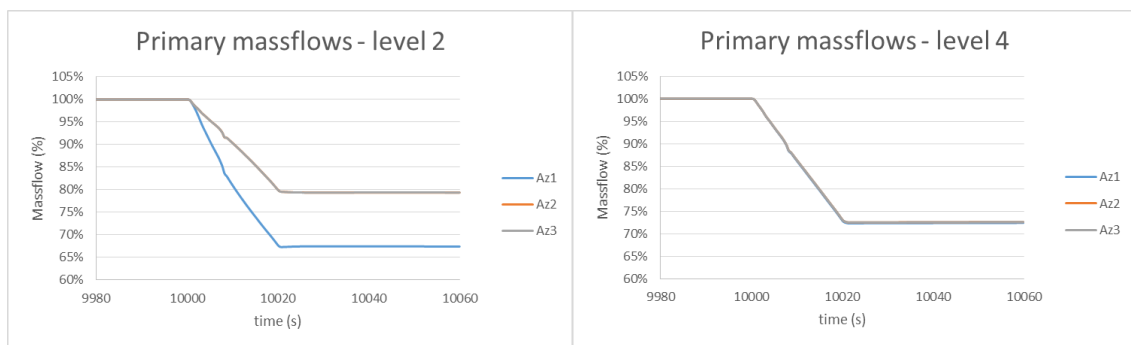


Figura 6: Distribución del refrigerante al nivel de salida de la bomba (izq.) y entrada al núcleo (drcha.).

5.2. Parada de un conjunto de bombas del sistema secundario

Este transitorio está iniciado por la parada de las bombas situadas en un lazo del reactor lo que disminuye la transmisión de calor en los intercambiadores (IHX) asociados. Como consecuencia la capacidad de enfriamiento del refrigerante queda mermada en un sector del sistema primario. Las bombas de recirculación del primario continúan funcionando en su régimen de funcionamiento con lo que el efecto mezcla previo a la entrada al núcleo se ve muy disminuido. Esta situación crea ya una situación indeseable desde el punto de vista de la seguridad, pues se genera una gradiente de temperaturas tanto en el refrigerante (Figura 7 (izq.)) como en la estructura del núcleo (Figura 7(drcha.)) por encima del máximo indicado en las referencias de diseño (30 K) [HNE-Sodium, 2010].

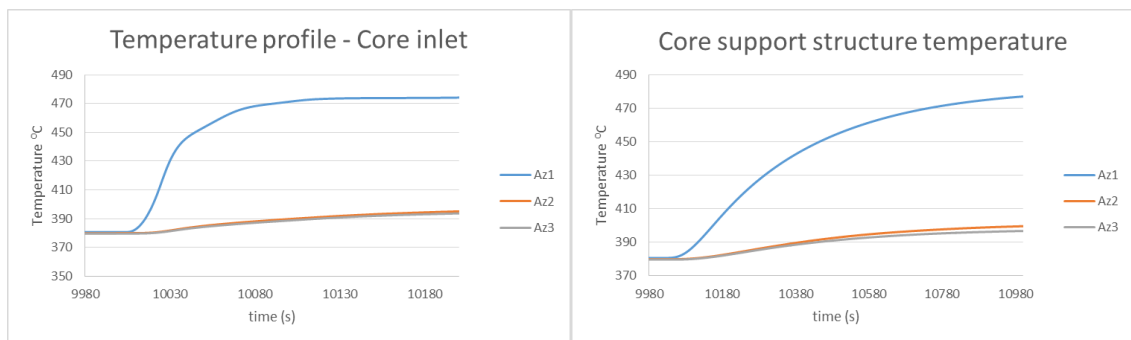


Figura 7: Temperatura del refrigerante a la entrada del núcleo (izq.) y de la estructura de soporte (drch.).

La distribución de temperaturas asimétrica en el flujo de refrigerante que entra al núcleo genera una reacción neutrónica también asimétrica. En general, el aumento de temperaturas de refrigerante implica un aumento de la reactividad, puesto que una densidad más baja disminuye la tasa de absorción neutrónica en el refrigerante. No obstante, el aumento de temperatura tan pronunciado en uno de sus sectores implica un movimiento relativo entre el núcleo y los bancos de barras de control situados en ese sector azimutal de gran reactividad negativa que compensa el efecto positivo anterior. La diferencia radial máxima se sitúa entorno al 15% (Figura 8 (izq.)). Todo ello tiene como consecuencia la disminución de la potencia total del reactor en un 9% (Figura 8 (drcha.)).

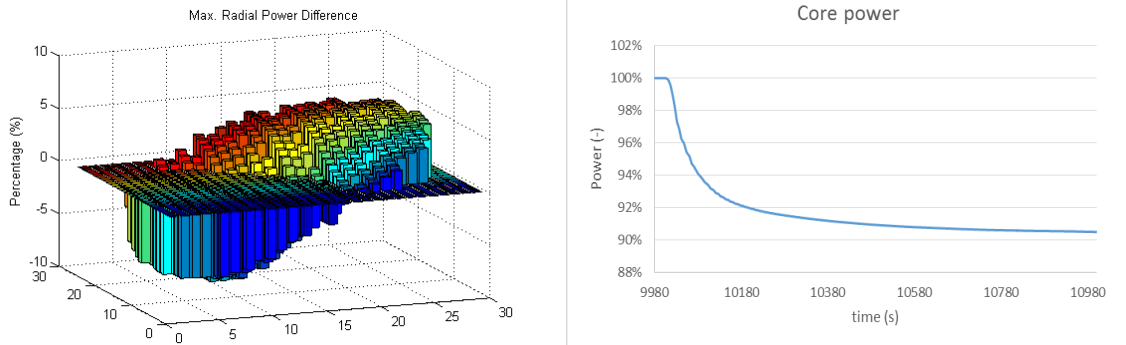


Figura 8: Diferencia radial de potencia generada (izq.) y potencia total del reactor (drcha.) – Parada de bomba sec.

5.3. Extracción de una barra de control

Por último, se analizó el transitorio iniciado por la extracción de una barra de control, lo que equivale a una inserción de reactividad positiva en el núcleo. El hecho de que las barras de control se encuentren distribuidas por el núcleo implica que este transitorio es necesariamente asimétrico y que tendrá consecuencias locales alrededor de la barra extraída, con lo cual la aproximación que se podría realizar con modelos unidimensionales de cinética puntual sería insuficiente.

Se analizaron diferentes condiciones de extracción para analizar la sensibilidad del sistema a dichas variantes. Se comparó el efecto de la velocidad (extracción de barra en 1s. vs 10s.) y de la posición (banco centrado vs. banco periférico). La Figura 9 muestra el efecto de la extracción de un banco de control de posición periférica en 1s.

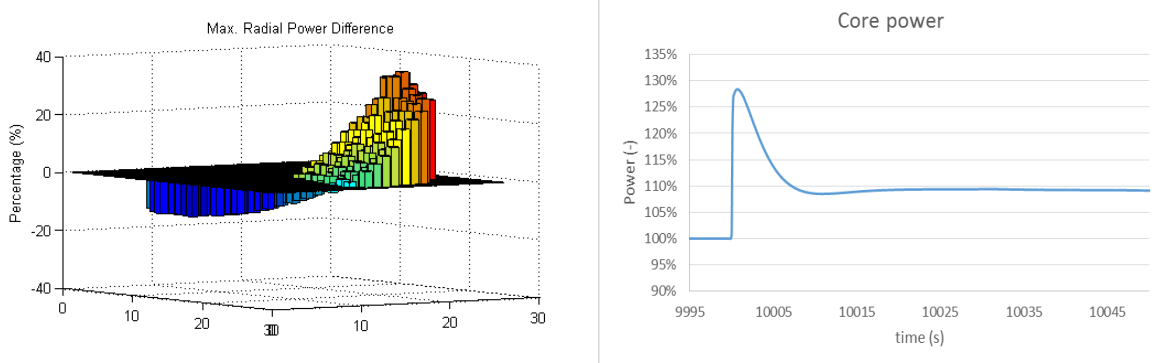


Figura 9: Diferencia radial de potencia generada (izq.) y potencia total del reactor (drcha.) – Extr. banco de control

La extracción de la banco de control genera un aumento local de la potencia generada (Figura 9 (izq.)) que implica un aumento máximo de casi el 30% en la potencia total. Como consecuencia de los efectos de reactividad negativa, el exceso de reactividad es compensado y el sistema evoluciona a una potencia estable superior a la nominal (110%). Las condiciones del iniciador son las propias de un reactor de agua ligera, se realizó esta misma simulación con una extracción más lenta esperable en reactores no presurizados y los valores aquí mostrado fueron significativamente reducidos. La extracción de una barra más próxima al centro del núcleo también conlleva una amortiguación de la respuesta del sistema. Consecuentemente, el transitorio descrito en la Figura 9 representa las condiciones más desfavorables para este tipo de iniciador.

Conclusión

Este artículo ha mostrado el proceso de generación de un modelo tridimensional multifísico (termohidráulico y neutrónico) acoplado. Partiendo de un modelo unidimensional del reactor ESFR con respuesta cinética de neutrónica puntual desarrollado en el contexto de un proyecto europeo de investigación se extendió a un modelo termohidráulico tridimensional y se reemplazó su realimentación neutrónica simplista por un modelo neutrónico espacial.

La herramienta desarrollada ha permitido analizar con un mayor nivel de detalle el comportamiento del sistema y particularmente del núcleo en los transitorios analizados. Para demostrar su validez se comparó los resultados que el código acoplado genera con los obtenidos con el modelo unidimensional para un transitorio ficticio usado como referencia [Lázaro et al-I, 2014]. La consistencia entre los resultados permitió la utilización del modelo acoplado para el análisis de transitorios de fenomenología asimétrica, capacidad novedosa de este modelo por lo que no existe posibilidad de comparación con resultados equivalentes.

Los transitorios analizados se derivan del estudio preliminar del reactor, en concreto se analizaron dos casos de accidentes por pérdida de flujo de refrigerante y un transitorio de inserción de reactividad. El objetivo es demostrar la capacidad del modelo acoplado para simular accidentes con componentes asimétricas y la capacidad del sistema para acomodarlos dentro de unas condiciones de seguridad prestablecidas. Los cálculos efectuados demostraron que el sistema, tal y como está diseñado, es capaz de soportar un escenario de pérdida de una de las bombas de recirculación del sistema primario. Las consecuencias del transitorio se encuentran cubiertas dentro de su equivalente asimétrico que contempla la parada simultánea de las tres bombas de recirculación (ULOF) [Lázaro et al-II, 2014].

Por el contrario, la parada asimétrica de una bomba del circuito secundario y la inserción de reactividad por extracción de un banco de barras de control sí generan condiciones locales que pueden superar los límites establecidos en el estudio de seguridad, tales como gradientes de temperatura en refrigerante y estructuras o generación localizada de potencia. Consecuente, se recomienda una investigación más detallada de estos transitorios que puede conllevar un rediseño específico de reactor.

Estos transitorios suponen la no entrada en funcionamiento de los mecanismos de seguridad diseñados para extinguir la reacción en cadena al superar determinados parámetros de seguridad (SCRAM) lo que refuerza la seguridad y robustez del diseño.

Bibliografía

- [Blanchet et al, 2009] ESFR Working horse description, European Sodium Fast Reactor Consortium - Deliverable SP2.1.2.D1, 2009.
- [Fridman et al, 2011] On the use of the Serpent Monte Carlo code for few group cross section generation. *Annals of Nuclear Energy*, Volume 38, Pages: 1399–1405, 2011.
- [Lázaro et al-I, 2014] Code assessment and modelling for Design Basis Accident Analysis of the European Sodium Fast Reactor design. Part I: System description, modelling and benchmarking. *Nuclear Engineering and Design*, Volume 266, Pages: 1-16, 2014.
- [Lázaro et al-II, 2014] Code assessment and modelling for Design Basis Accident analysis of the European Sodium Fast Reactor design. Part II: Optimised core and representative transients analysis. *Nuclear Engineering and Design*, In Press, 2014.
- [HNE-Sodium, 2010] Sodium Fast Reactor: Fuel, Neutronic, Thermal-Hydraulics, Structural Mechanics and Safety, *Handbook of Nuclear Energy*, Ed. Springer, 2010.
- [Mikityuk, 2009] Heat transfer to liquid metal: Review of data and correlations for tube bundles?. *Nuclear Engineering and Design* 239 (2009) 680-687.
- [Vasile et al, 2011] European Commission - 7th Framework Programme, The Collaborative Project on European Sodium Fast Reactor (CP-ESFR), *Nuclear Engineering and Design*, Volume 241, Pages: 3461 – 3469, 2011.