

Adaptación y aplicación del código TRACE para el análisis de transitorios en diseños de reactores rápidos refrigerados por plomo

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: El Generation IV International Forum aglutina los diferentes esfuerzos internacionales en I+D para el desarrollo de una nueva generación de reactores nucleares. Entre las tecnologías identificadas destacan los reactores rápidos refrigerados por metales líquidos, tales como el sodio o el plomo, con gran potencial para cumplir con los ambiciosos objetivos marcados. La falta de experiencia operativa previa obliga al uso de herramientas capaces de simular el comportamiento de los sistemas basados en esta tecnología. El artículo expone las modificaciones implementadas en el código TRACE para incluir las tablas termodinámicas del plomo líquido extraídas de resultados experimentales. A continuación, explica el proceso seguido para el desarrollo de un modelo termohidráulico para el prototipo ALFRED y el análisis de una selección de transitorios representativos realizado en el marco de proyectos internacionales de investigación. El estudio demuestra la aplicabilidad del código TRACE para simular diseños de reactores rápidos refrigerados por plomo y expone los altos márgenes de seguridad con los que cuenta esta tecnología para acomodar los transitorios más severos identificados en su estudio de seguridad.

1. Introducción

Entre los diseños propuestos por el Generation IV International Forum (GIF) [1] los reactores rápidos refrigerados por plomo destacan por su potencialidad para cumplir con los altos objetivos exigidos a esta nueva generación de reactores nucleares tales como la sostenibilidad, la capacidad avanzada de gestión de residuos radiactivos, su mejorada seguridad y confiabilidad y su capacidad de resistencia frente a la proliferación. Las iniciativas europeas centradas en el estudio de este tipo de reactores se sustentan en proyectos internacionales pasados (EUROTRANS, ELSY) para estudiar las diferentes opciones de diseño de esta tecnología. Estos proyectos han colaborado en construir una experiencia Europea referente en el campo de investigación en el campo de los reactores rápidos refrigerados por metales líquidos.

En este sentido, el proyecto CP-LEADER (cofinanciado por el EC-FP7) tiene como objetivo desarrollar el diseño conceptual y estudiar los aspectos de seguridad de un reactor demostrador de esta tecnología, el diseño ALFRED. Uno de las tareas desarrolladas en el contexto del proyecto fue la de analizar la aplicabilidad y desarrollar herramientas computacionales capaces de simular la comportamiento de la planta ante un número de transitorios identificados en un estudio de seguridad preliminar por sus severas consecuencias potenciales.

Este artículo expone las modificaciones realizadas en el código TRACE [2] para adaptarlo a las características particulares de los metales líquidos, y en particular al plomo. A continuación se expone también el modelado del diseño del prototipo ALFRED para este mismo código y los resultados obtenidos en la simulación de dos transitorios contenidos en el estudio preliminar de seguridad de la planta. Las conclusiones del presente estudio y las indicaciones para el trabajo futuro se exponen en el último apartado.

2. Modificaciones en el código.

El código TRACE es un código de sistema de análisis termohidráulico desarrollado por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) inicialmente preparado para su aplicación al estudio de transitorios accidentales en plantas refrigeradas por agua ligera puede ser aplicado también al estudio de reactores refrigerados por metales líquidos con la implementación de los cambios adecuados. Estos cambios abarcan desde aspectos más generales tales como la transmisión de calor entre fluidos hasta la implementación de correlaciones particulares de propiedades físicas como la las que a continuación se detallan.

El código TRACE no contiene en su código fuente rutinas específicas con las correlaciones de propiedades físicas del plomo puro, aunque sí de la aleación eutéctica plomo-bismuto. Se realizó una comparación exhaustiva de dichas correlaciones y la específicas del plomo puro obtenidas de resultados experimentales

llevados a cabo en las compañías Ansaldo Nucleare y el centro de investigación ENEA [3] y la las propuestas en la bibliografía de referencia [4].

A continuación se muestran las comparaciones de aquellas propiedades físicas que presentaron valores más discrepantes entre ambos refrigerantes. Aquellas propiedades con discrepancias muy limitadas quedaron sin modificar (i.e. presiones y temperaturas de saturación).

La Figura 1 muestra las diferentes correlaciones para la energía interna (izquierda) con respecto a la temperatura y su derivada respecto a la temperatura (derecha). En negro se muestra la correlación de ajuste a los datos experimentales y en magenta la correlación original que incluía el código TRACE para plomo bismuto.

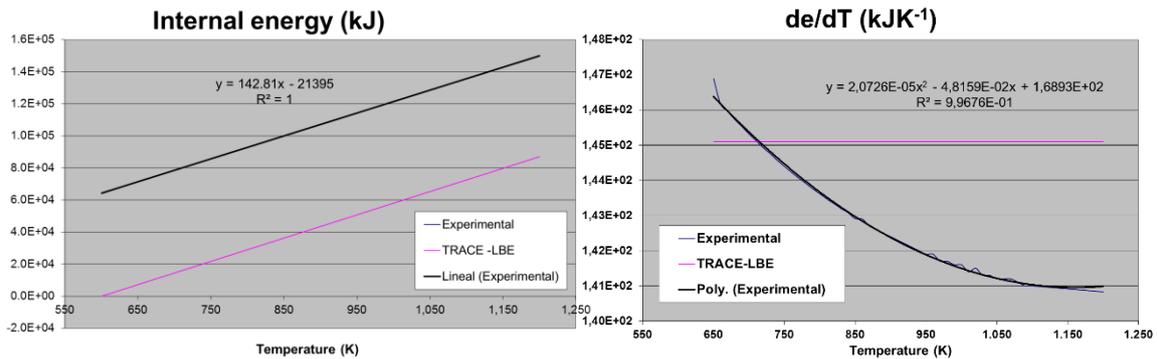


Figura 1: Energía interna y su derivada en función de la temperatura

La Figura 2 muestra la densidad y su derivada respecto a la temperatura en una comparación similar:

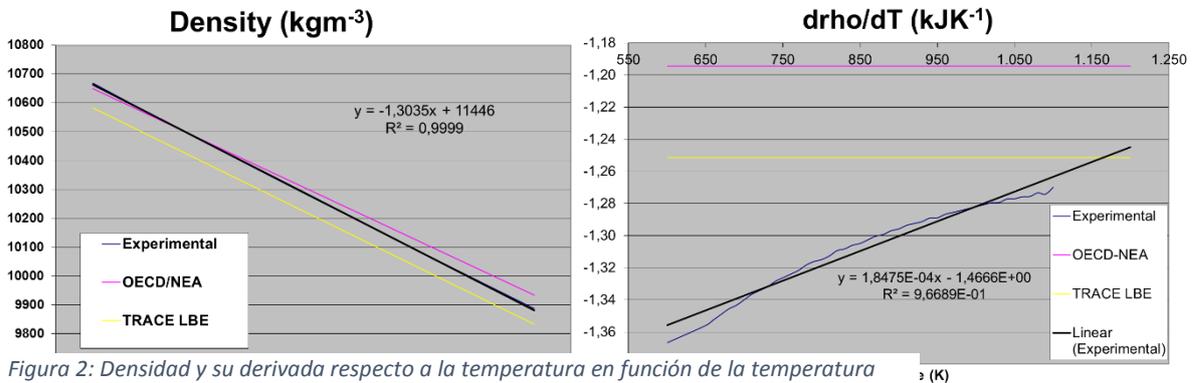


Figura 2: Densidad y su derivada respecto a la temperatura en función de la temperatura

Análogamente se comparó el calor específico y la conductividad térmica y se muestra en la Figura 3.

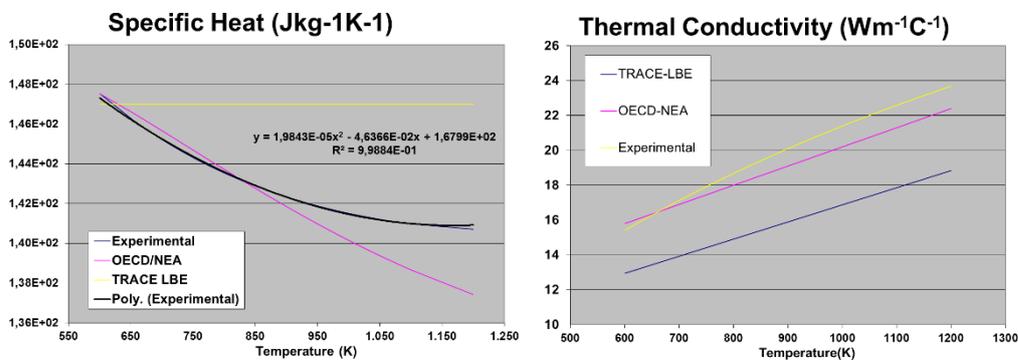


Figura 3: Calor específico y conductividad térmica en función de la temperatura

El resto de variables termodinámicas (tales como la

presión y temperaturas de saturación) prestaron un comportamiento idéntico entre las correlaciones predefinidas en el código para el plomo bismuto y las experimentales analizadas, por lo que las primeras se mantuvieron intactas.

3. Modelo

Las correlaciones implementadas en código TRACE expuestas en el apartado anterior dotaron al código con la capacidad de realizar cálculos termohidráulicos utilizando plomo puro como refrigerante.

A continuación se modelizó el modelo del reactor demostrador ALFRED basado en la especificación técnica disponible en el proyecto [5]. El modelo consta una nodalización específica para el sistema primario refrigerado con plomo, una nodalización esquemática colapsada en una estructura equivalente del sistema secundario (generadores de vapor) refrigerada por agua y un sistema de cinética puntual para tener en consideración la realimentación neutrónica del sistema.

3.1 Sistemas primario y secundario

El sistema primario está compuesto por:

- Tres elementos PIPE representando tres grupos de refrigeración del núcleo; el elemento más desfavorable, el elemento medio y el by-pass.
- Dos componentes tipo PIPE representado los volúmenes comprendidos en la zona inferior de la vasija (piscina fría).
- Cuatro volúmenes tipo PIPE representado la zona superior de la vasija (piscina caliente) y los conductos que canalizan el refrigerante desde la salida del núcleo hasta la entrada a los intercambiadores de calor.
- Un elemento tipo PIPE representado a los 8 intercambiadores de calor presentes en el diseño. Este elemento lleva acoplada una estructura de calor (HEAT STRUCTURE) que modela la transferencia de calor entre los circuitos primario y secundario.

El circuito secundario está representado por un elemento tipo PIPE equivalente a los ocho generadores de vapor presentes en el diseño. Este elemento lleva asociados elementos tipo FILL y BREAKE que imponen las condiciones de contorno del sistema (presión y temperatura inicial del refrigerante).

La Figura 4 muestra un esquema de la nodalización practicada.

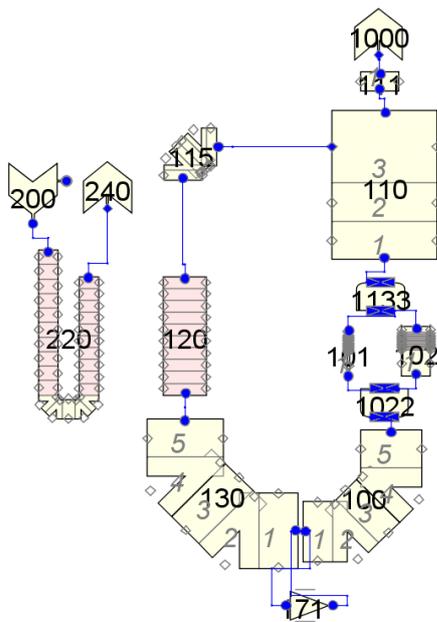


Figura 4: Esquema de nodalización de circuitos primario y secundario

3.2 Esquema de cinética puntual

Para incluir el efecto de las variaciones de potencia inducidas a lo largo de los transitorios a analizar se acopló al sistema un modelo de cinética puntual del núcleo del reactor. Este esquema se implementó siguiendo las especificaciones del diseño del reactor a partir de coeficientes de reactividad dependientes de la composición y geometría del núcleo [5,6].

Los coeficientes de reactividad implementados fueron los que modelaban los siguientes efectos neutrónicos:

- El efecto Doppler, en dependencia con el logaritmo de la variación media de la temperatura del combustible.
- La expansión del refrigerante, en dependencia con la variación de la temperatura o densidad del refrigerante.
- La expansión axial del combustible en dependencia con la variación de la temperatura media del combustible.
- La expansión axial de la vaina, en dependencia con la variación de la temperatura media de vaina.
- La expansión radial del núcleo
- La inserción diferencial de barras de control en el núcleo como consecuencia del movimiento relativo por expansión térmica entre el núcleo y los bancos de barras de control.

4. RESULTADOS

Como paso previo al análisis de los transitorios seleccionados en el estudio de seguridad del reactor se realizó una simulación consistente en alcanzar el régimen estacionario de diseño de la planta. Estos resultados se compararon con los valores de referencia contrastando así la capacidad del código para simular es estado inicial de los transitorios.

4.1 Régimen estacionario

Siguiendo las recomendaciones del estudio de seguridad, se simularon dos estados del reactor de particular importancia, los estados BOC y EOC que representan por sus siglas en inglés los estados de inicio y fin de ciclo de combustibles.

Los estados considerados conllevan deformaciones de los elementos combustibles significativas que el código TRACE, debido a que no dispone de un esquema de cálculo avanzado de comportamiento estructural, no es capaz de calcular con precisión. Para solventar esta deficiencia, se incluyeron en el cálculo las deformaciones calculadas por otro participante en el proyecto (PSI) [7] que sí disponía de un módulo de cálculo estructural avanzado.

Con todo ello, la Tabla 1 muestra los valores de las principales variables de funcionamiento del sistema para los dos estados considerados. Entre paréntesis se muestran las diferencias relativas existentes entre el valor calculado por el código y los valores de referencia del diseño.

Parámetro	BOC	EOC
Potencia (MW_{th})	300 (0.0%)	300 (0.0%)
Caudal (kg/s)	25598 (0.0%)	25598 (0.0%)
Temp. salida núcleo (°C)	491.85 (2.5%)	493.85 (2.9%)
T max combustible (°C)	2139 (6.9%)	2088 (4.4%)
T max vaina (°C)	513 (6.7%)	513 (6.7%)
ΔP núcleo (bar)	0.78 (22.0%)	0.775 (22.5%)

Tabla 1: Variables de funcionamiento en régimen estacionario para estados BOC Y EOC

Se puede apreciar que las diferencias más significativas respecto a los valores de referencia aparecen en los valores de caída de presión en el núcleo. Se ha identificada la raíz del problema en la utilización por parte del código TRACE de correlaciones de pérdidas de carga para agua que pueden diferir significativamente de sus equivalentes para metales líquidos. Queda, por tanto, para trabajos futuros la implementación de correlaciones de pérdidas de carga específicas para estos refrigerantes.

4.2 Transitorios

Una vez comprobada la capacidad del código para simular fenómenos transitorios se procedió a simular el comportamiento transitorio del sistema ante dos eventos iniciadores incluidos en el análisis de seguridad del núcleo [8].

Dichos eventos son UTOP (Unprotected Transient Over Power) que simula una inserción neta de reactivada positiva y el ULOF (Unprotected Loss Of Flow) que representa una parada en las bombas de recirculación del sistema primario causando una reducción en el caudal de refrigeración del núcleo.

Estos eventos iniciadores tienen asociada una probabilidad de ocurrencia extremadamente baja, puesto que conllevan el fallo simultáneo del sistema que desencadena el transitorio y de las medidas de emergencia que actuarían en la planta para atajar la evolución del transitorio. Estos muy improbables escenarios llevan asociadas daños admisibles (degradaciones locales) ligeramente superiores a los limitantes de situaciones más realistas.

4.2.1 UTOP

El transitorio UTOP se desencadena con una inserción de una rampa de reactividad positiva de 250 pcm en 10 segundos. Este valor se corresponde con una estimación conservativa de la reactividad inducida por la extracción de una barra de control del sistema desde su estado de preinserción.

Como consecuencia de esta inserción de reactividad el sistema se torna supercrítico y conlleva un incremento abrupto de la potencia total del sistema. No obstante, este incremento de potencia implica el incremento de temperaturas que desencadenan reactividades que compensan esta perturbación, volviendo el sistema a un equilibrio a potencia superior a la nominal.

La evolución de la potencia generada e intercambiada entre el sistema primario y secundario así como la evolución de los efectos de reactividad se muestra en la Figura 5.

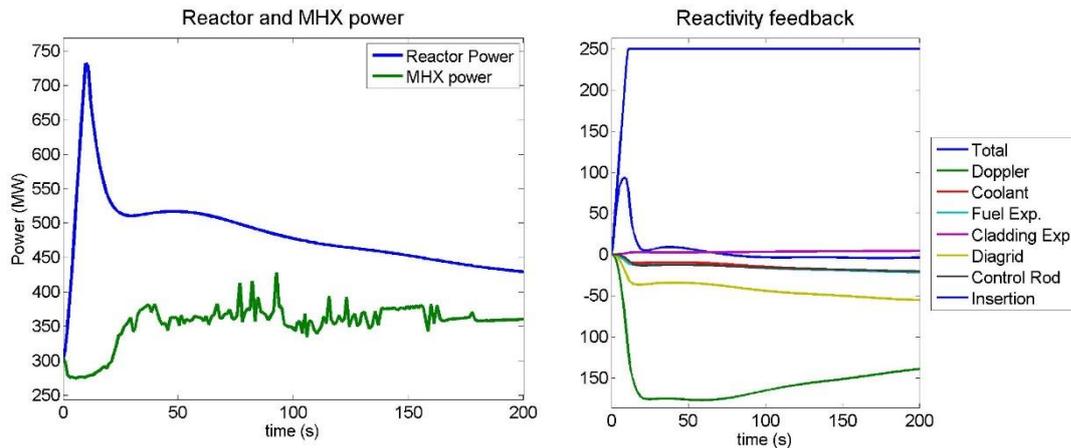


Figura 5: Potencias generada e intercambiada y evolución de efectos de reactividad-UTOP

Se puede observar el aumento inicial de la potencia del sistema hasta los 725 MWth (241% Pnom) y una evolución hasta alrededor de 450 MWth a largo plazo.

Este incremento de potencia tiene como consecuencia una elevación significativa de las temperaturas de elementos combustibles y refrigerante. La Figure 6 muestra la evolución de estas temperaturas. Se en la parte izquierda se representa el ligero incremento en la temperatura del plomo a la entrada y salida de núcleo e intercambiador de calor. Este incremento es mucho más significativo en la temperatura máxima de combustible (izquierda) que alcanza valores próximo a la fusión de combustible en el elemento combustible más desfavorable. Como se ha comentado anteriormente, para estos eventos de muy baja probabilidad de ocurrencia se permite fusiones de combustible localizadas.

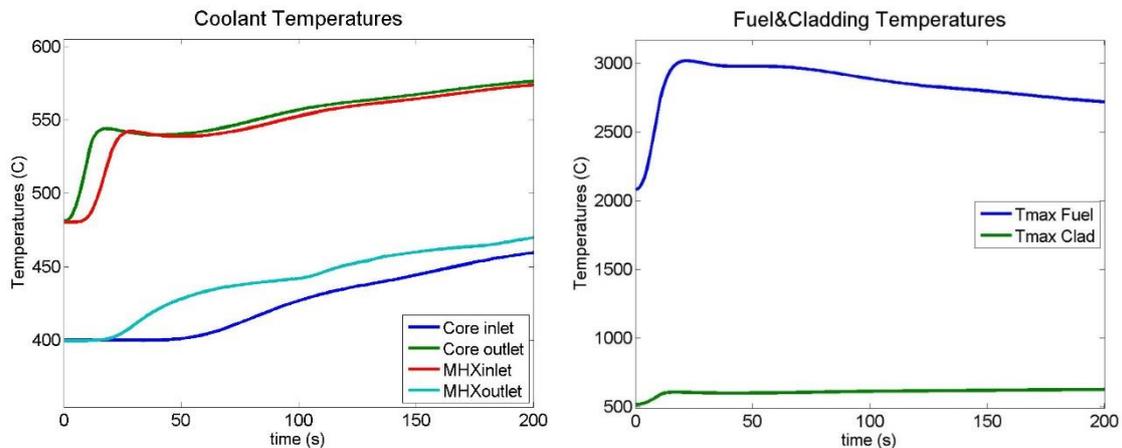


Figura 6: Temperaturas de refrigerante y combustible - UTOP

4.2.2 ULOF

El transitorio ULOF se desencadena mediante la parada simultánea de las 8 bombas de recirculación contenidas en el sistema primario. El caudal de refrigerante del núcleo disminuye hasta que se establece un nivel de circulación natural (alrededor del 20% del caudal nominal) determinado por la distribución de temperaturas (densidades) del refrigerante a lo largo del sistema.

Como consecuencia de esta disminución abrupta del caudal de refrigerante aparece un incremento en la temperatura de salida del refrigerante a su paso por el núcleo y la perturbación de los parámetros a ella asociados.

La Figura 7 muestra la evolución de las temperaturas de refrigerante a la entrada y salida de núcleo e intercambiador de calor.

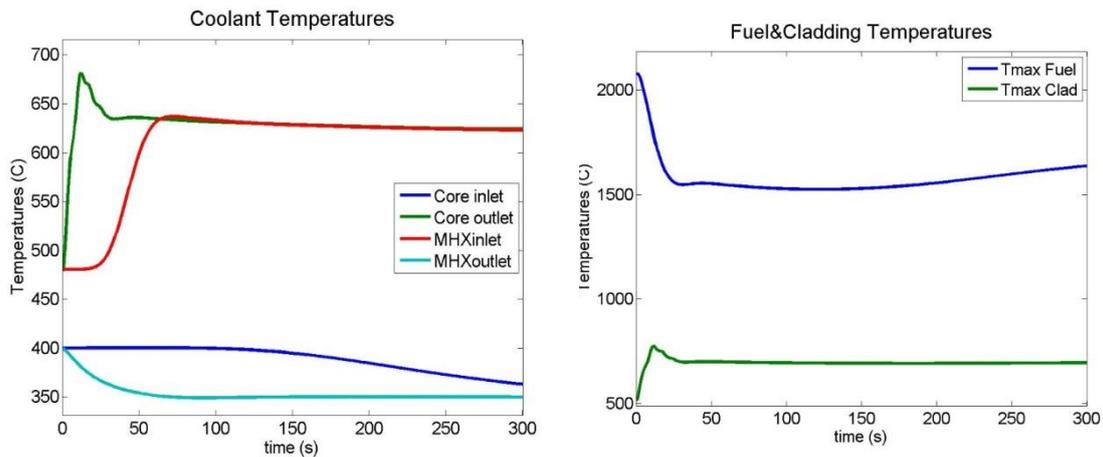


Figura 7: Temperatura de refrigerante y combustible - ULOF

Este transitorio es uno genera las condiciones más adversas que se pueden generar en el sistema de una manera creíble aunque muy improbable. En diseños equivalentes refrigerados por otros metales líquidos (sodio) este transitorios conlleva la ebullición del refrigerante en pocos segundos si no intervienen los mecanismos de control adecuados. Como se puede apreciar en la Figura 7 (derecha) la temperatura del plomo se encuentra muy alejada de su temperatura de ebullición (1753 C). Esto es indicativo de la gran robustez característica de esta tecnología.

No obstante, la Figura 7 (izquierda) también muestra un notable incremento de la temperatura máxima de vaina ($T_{max\ vaina} = 782\text{ C}$) que podría causar una degradación (oxidación) en la vaina del elemento combustible más desfavorable. Como se ha dicho anteriormente, estas consecuencias indeseables pero localizadas son admisibles ante eventos de extremadamente baja probabilidad de ocurrencia como este transitorio.

5. CONCLUSIONES

Esta ponencia ha mostrado el desarrollo de un modelo para el diseño de reactor rápido refrigerado por plomo ALFRED en código TRACE. También se han mostrado los resultados obtenidos por el modelo para régimen estacionario y la respuesta del sistema ante transitorios desencadenados por eventos seleccionados en los estudios preliminares de seguridad del reactor.

Como conclusiones generales al presente trabajo se puede destacar las siguientes:

- El código TRACE es capaz de analizar la respuesta de un diseño de reactor rápido refrigerado con plomo ante transitorios base de diseño con las adecuadas modificaciones requeridas en su fuente.

- Los análisis indican que el diseño ALFRED, gracias a las características inherentes del plomo, presenta una robustez notable para acomodar las consecuencias desencadenadas por transitorios severos como la pérdida del caudal de refrigeración y la inserción de reactividad aquí analizados

Se puede identificar como trabajo futuro las siguientes líneas de investigación:

- Extensión del modelo termohidráulico unidimensional a un modelo tridimensional acoplado con un modelo neutrónico de cinética espacial capaz de reproducir fenomenología localizada y transitorios con componentes asimétricas.
- Acoplamiento del modelo con un módulo de cálculo estructural avanzado para reproducir las variaciones estructurales que aparecen en los elementos combustibles. No obstante, la influencia de estas variaciones en transitorios cortos como los considerados puede ser reducida.
- Análisis de sensibilidad de los resultados ante variaciones de parámetros clave de diseño.

6. BIBLIOGRAFÍA

[1] Gen IV Roadmap, 2002 - US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF002-00 (2002).

[2] NRC, 2007. TRACE v5.0 Theory and User's manual. Office for Nuclear Regulatory Research. Washington.

[3] Private Communication, ENEA –ANSALDO (Mr. L. Mansani) (2012)

[4] Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, Edition 2007, Chapters 2 and 3, NEA No. 6195, OECD (2007)

[5] LEADER project documentation, "Plant data for the safety analysis of the ETDR (ALFRED)", KIT-PSI (2012)

[6] Alemberti, A. et al., "The Lead Fast Reactor – Demonstrator (ALFRED) and ELFR design", Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)

[7] Private Communication, Paul Scherrer Institute (Mr. K. Mikityuk) (2012)

[8] Bandini, G. et al., "Safety Analysis Results of Representative DEC Accidental Transients for the ALFRED Reactor", Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)