

Aplicación de la Metodología BEPU a un Gran LOCA en una Central PWR mediante el código TRACE

Autor: A. Herrero

Empresa: Instituto de Ingeniería Energética, Universitat Politècnica de València

Dirección: Camino de Vera, S/N

Teléfono: 963879245

E-mail: alherca2@etsii.upv.es

Otros autores: C. Berna / Instituto de Ingeniería Energética, Universitat Politècnica de València

A. Escrivá / Dep. Ing. Química y Nuclear, Universitat Politècnica de València

J. L. Muñoz-Cobo / Dep. Ing. Química y Nuclear, Universitat Politècnica de València

Marina Garcia-Fenoll / Centrales Nucleares Almaraz y Trillo

J. M. Posada / Centrales Nucleares Almaraz y Trillo

Resumen – *En esta ponencia se muestran los resultados más destacados obtenidos hasta el momento al aplicar dicha metodología BEPU a una secuencia accidental LBLOCA en la planta nuclear de Trillo mediante el código TRACE v5.0 p5. El procedimiento seguido para su implementación es el siguiente: adecuación del modelo de planta al transitorio; determinación de la fenomenología a considerar para el transitorio (mediante tablas PIRT); el análisis de incertidumbre de esta; la determinación de la fenomenología más relevante; selección de los parámetros del modelo; determinación de las distribución de probabilidad de cada uno de dichos parámetros; muestreo por Monte-Carlo y aplicación de la metodología de Wilks con la cobertura y nivel de confianza 95/95. Cuyo objetivo principal es demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación para los parámetros críticos de seguridad de los LOCAs de gran tamaño.*

1. INTRODUCCIÓN

Importantes esfuerzos han sido llevados a cabo durante largo tiempo centrados en el desarrollo de códigos termo-hidráulicos. Siendo el objetivo fundamental de estos la simulación del comportamiento de los diferentes tipos de reactores ante diversos supuestos, como son transitorios y accidentes. Acuerdos entre la NRC y el CSN en el área de investigación en seguridad nuclear han dado como resultado el acceso del CSN a estos códigos best-estimate, los cuales se encuentran en fase de desarrollo, siendo actualmente el más significativo el código TRACE.

El código TRACE se encuentra en un excelente posicionamiento para, en un futuro no lejano, sustituir al código RELAP en la central nuclear de Trillo. Código que actualmente es usado en la realización de simulaciones. Por ello, se hace necesaria la implementación y validación de un nuevo modelo robusto de planta desarrollado específicamente para el código TRACE, análogo al ya existente para el código RELAP.

En esta ponencia se muestran los resultados más destacados obtenidos hasta el momento al aplicar dicha metodología BEPU a una secuencia accidental LBLOCA en la planta nuclear de Trillo mediante el código TRACE v5.0 p5. El procedimiento seguido para su implementación es el siguiente: adecuación del modelo de planta al transitorio; determinación de la fenomenología a considerar para el transitorio (mediante tablas PIRT); el análisis de incertidumbre de esta; la determinación de la fenomenología más relevante; selección de los parámetros del modelo; determinación de las distribución de probabilidad de cada uno de dichos parámetros; muestreo por

Monte-Carlo y aplicación de la metodología de Wilks con la cobertura y nivel de confianza 95/95. Cuyo objetivo principal es demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación para los parámetros críticos de seguridad de los LOCAs de gran tamaño.

2. DESCRIPCIÓN ESCENARIO LBLOCA

El escenario Large Break Loss of Cooling Agent (LBLOCA) es uno de los accidentes de diseño más importantes consistente en una gran rotura, doble rotura en guillotina, en la rama fría. Cuando esta rotura aparece se produce una rápida despresurización a causa de la pérdida masiva de refrigerante a través de la misma, causando la señal de SCRAM del reactor con la consiguiente pérdida de potencia., produciéndose un aumento de la temperatura del combustible, así como de la PCT, seguido de un leve enfriamiento debido a la pérdida de potencia y a la inercia de la bomba del sistema primario de refrigeración. Sin embargo, la pérdida de inventario por la rotura acaba haciendo que el núcleo se descubra, produciéndose un aumento significativo de la temperatura del núcleo y de la PCT.

El aumento de la temperatura se ve interrumpido por la puesta en acción de los sistemas de inyección de seguridad, los cuales consiguen que se produzca una reinundación del núcleo, consiguiendo una disminución de la temperatura, hasta que ésta se estabiliza.

3. SIMULACIÓN DE UN TRANSITORIO LBLOCA CON EL CÓDIGO TRACE (CASO BASE)

La evolución del transitorio viene determinada por una fuerte despresurización inicial, la cual comienza instantes después de que se produzca la rotura, como se aprecia en la Figura 1. Esta fuerte despresurización causa la activación de la señal de SCRAM del reactor, con la consiguiente curva de decaimiento de potencia del reactor, Figura 2. En estos primeros instantes del transitorio se tiene una gran pérdida de inventario a través de esta, como se aprecia en la Figura 3. Esta fuerte pérdida de masa trae como consecuencia el descubrimiento del núcleo (Figura 4), con la consiguiente elevación de la temperatura del combustible, la evolución de la temperatura de vaina se muestra en la Figura 5. En ella se aprecia la existencia de un máximo relativo de la temperatura de vainas, si bien, debido a la acusada disminución de la potencia nuclear esta temperatura se estabiliza e incluso disminuye durante un corto periodo de tiempo, valor máximo hacia el segundo 10 del transitorio.

Seguidamente se produce un nuevo aumento de dicha temperatura, de modo que se tiene un nuevo valor máximo de la temperatura de las vainas de combustible, este máximo tiene lugar hacia el segundo 50 del transitorio. Este aumento de temperatura se ve interrumpido por la puesta en acción de los sistemas de inyección de seguridad, Figura 6. En particular, los acumuladores son los primeros en entrar en acción cuando la presión del circuito baja de un límite inferior, esto sucede hacia el segundo 20. Aproximadamente entre los segundos 40 y 60 del transitorio entran en acción los sistemas de inyección de alta presión y los RHR, dado que los tiempos de entrada de estos equipos activos se retrasan en función del programa de toma de carga de los motores diésel de salvaguardia. Dichas inyecciones de seguridad conllevan la progresiva reinundación del núcleo (Figura 4), con la consiguiente disminución de temperatura. De modo que se tiene una progresiva disminución de la temperatura hasta que se estabiliza a baja temperatura a partir del segundo 150-200 del transitorio aproximadamente (Figura 5).

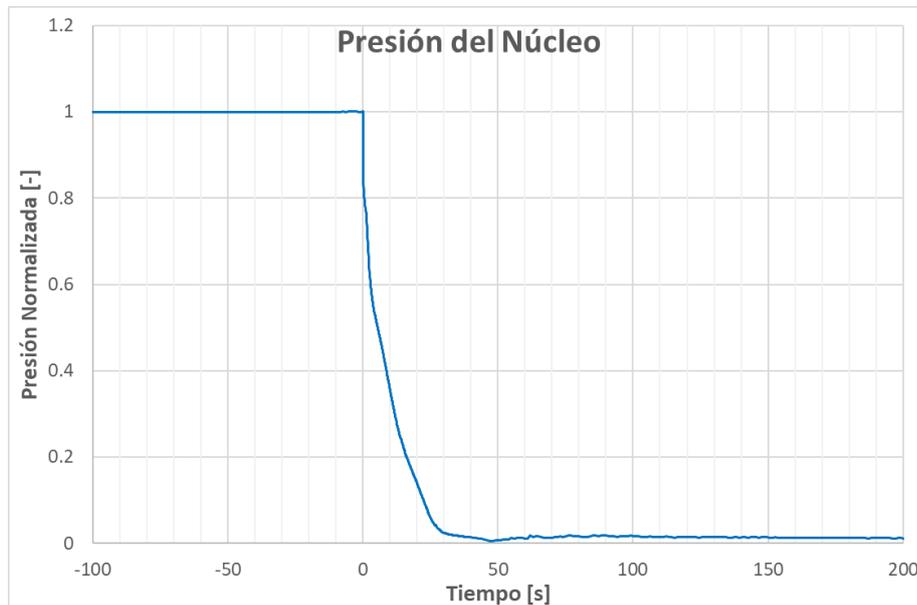


Figura 1. Evolución de la Presión en el Núcleo durante el transitorio LBLOCA.

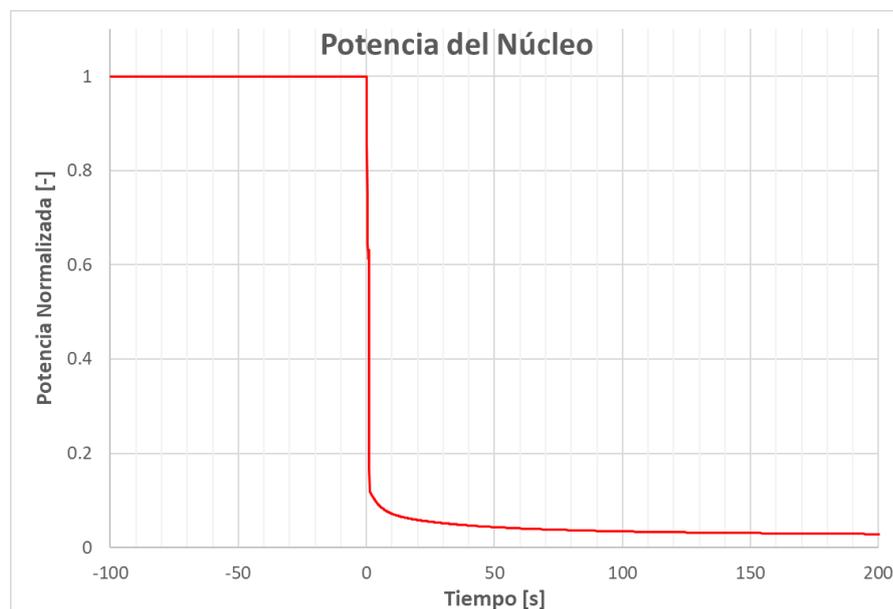


Figura 2. Evolución de la Curva de Decaimiento durante el transitorio LBLOCA.

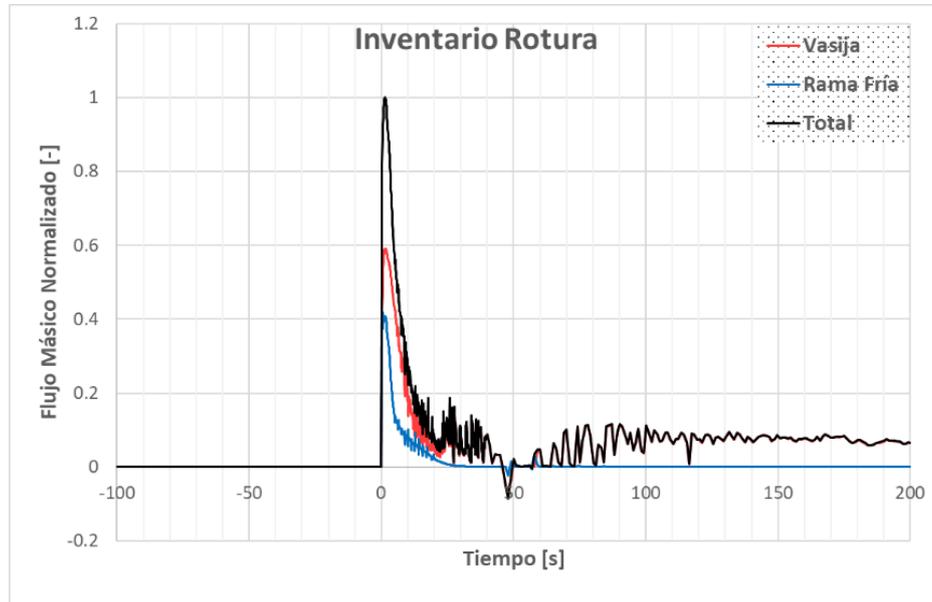


Figura 3. Evolución del inventario perdido a través de la Rotura durante el transitorio LBLOCA.

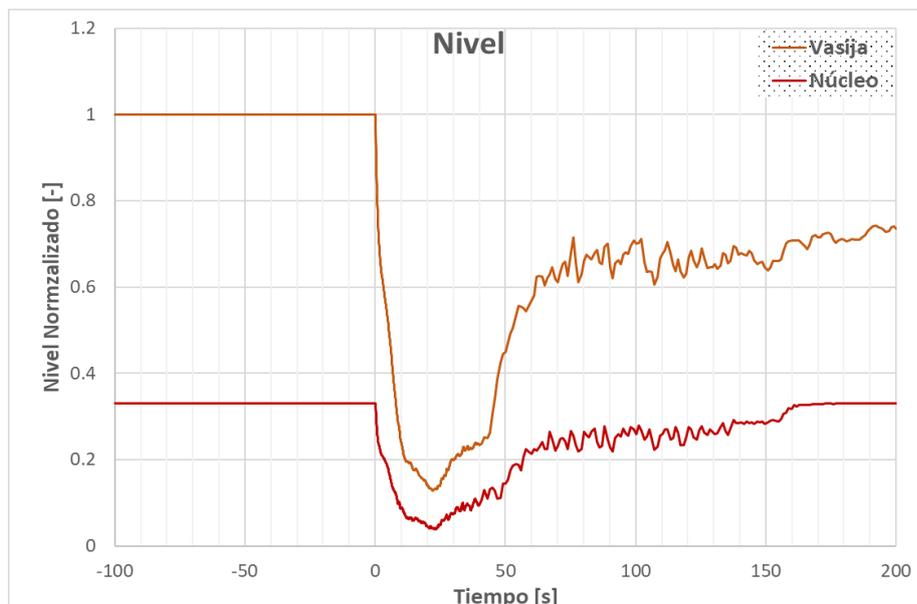


Figura 4. Evolución del Nivel en la Vasija y en el Núcleo durante el transitorio LBLOCA.

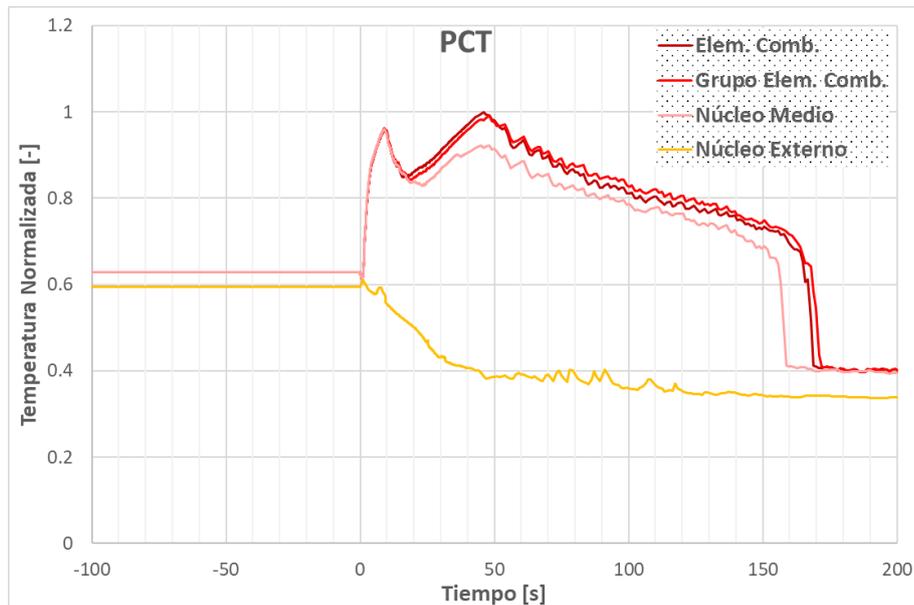


Figura 5. Evolución de la temperatura de pico en la vaina del combustible durante el transitorio LBLOCA.

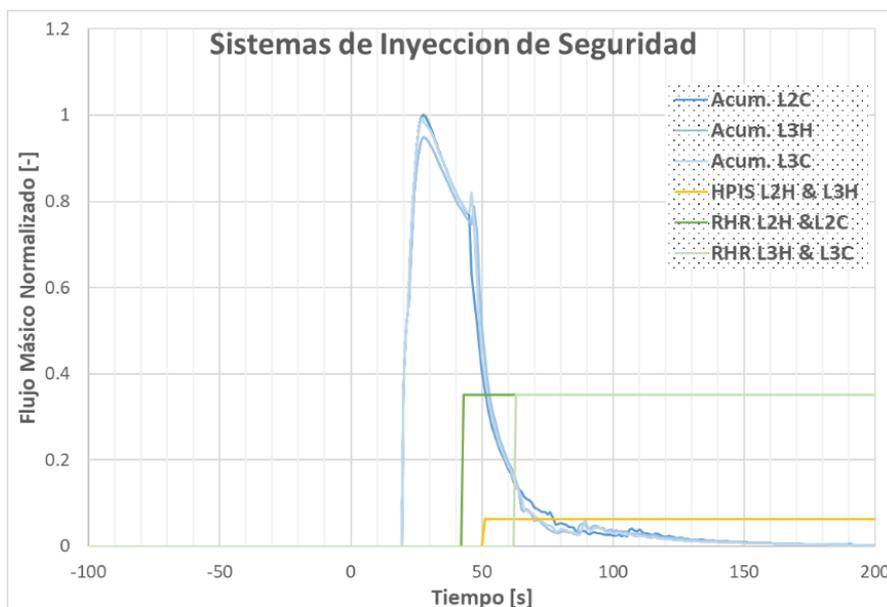


Figura 6. Evolución de las inyecciones de seguridad durante el transitorio LBLOCA.

4. METODOLOGÍA

El objetivo de esta fase del estudio estadístico es la identificación de los modelos físicos de los que dispone el código termohidráulico TRACE asociados a los fenómenos más influyentes en un transitorio LBLOCA para un PWR, así como la selección de los parámetros relacionados con dichos modelos físicos. Además, se cuantifica la incertidumbre de los parámetros a través de funciones de distribución de probabilidad.

PWR se ha realizado siguiendo una serie de pasos, los cuales se pueden agrupar en tres grupos:

- Identificación de los parámetros más influyentes
- Cuantificación de la incertidumbre asociada a cada uno de los parámetros más influyentes
- Análisis de incertidumbre

4.1. Identificación de los parámetros más influyentes

La identificación de los parámetros más influyentes en un transitorio LBLOCA en una central PWR se ha llevado a cabo siguiendo una serie de pasos.

En primer lugar, se han identificado los fenómenos más influyentes a través de un PIRT (“Phenomena Identification and Ranking Table”). Un PIRT consiste en una tabla donde aparecen los fenómenos que tienen lugar en el caso estudiado para cada uno de los componentes del modelo. Los componentes principales considerados en la tabla PIRT han sido:

- Elementos combustibles
- Núcleo
- Cabezal Superior
- Pleno Superior
- Pleno inferior
- Downcomer
- Presionador
- Generador de vapor
- Bombas
- Acumuladores
- Rama Fría
- Rotura

A continuación, se ha realizado un estudio de los modelos físicos y de los parámetros con los que trabaja el código TRACE. De esta manera, a cada fenómeno seleccionado como importante por los expertos en la tabla PIRT se le asocia el/los parámetro/s del código TRACE que afectan a los mismos.

Por último, se ha llevado a cabo un análisis de sensibilidad de los parámetros identificados como influyente variándolos un $\pm 10\%$. La selección final de los parámetros más influyentes en el transitorio caso del presente estudio se ha realizado al considerar como influyente todo aquel

parámetro que, variándolo un $\pm 10\%$, hacen variar la PCT 50K o más. Siendo el listado de los parámetros seleccionados como más influyentes los siguientes:

Tabla 1. Parámetros más influyentes

Nº	Parámetro
1	Conductividad térmica de la vaina
2	Coeficiente de transmisión de calor líquido-interfase para bubbly/Slug
3	Coeficiente de transmisión de calor para ebullición subenfriada
4	Coeficiente de transmisión de calor vapor-pared para Inverted Annular
5	Gap Conductance
6	Coeficiente de transferencia de calor líquido-pared para ebullición nucleada
7	Estratificación fase vapor
8	Coeficiente de pérdida interfacial para dispersed Flow film boiling
9	Conductividad térmica del combustible
10	T_{min}
11	Coeficiente de pérdidas interfaciales en las rod bundle
12	Coeficiente de transmisión de calor vapor-interfase para bubbly/Slug
13	Decay Heat
14	Calor específico del combustible
15	Pérdidas por fricción con la pared
16	Coeficiente de transmisión de calor vapor-interfase para la transición entre bubbly/Slug y Annular/Mist
17	Calor específico de la vaina
18	Coeficiente de transmisión de calor con la pared en la transición Pre-CHF y Post-CHF
19	Temperatura de los acumuladores
20	Coeficiente de transmisión de calor líquido-interfase para Annular/Mist
21	Pérdida de forma por cambios en la geometría
22	Flujo calorífico crítico
23	Coeficiente de pérdida interfacial para Annular/Mist
24	Presión del presionador
25	Potencia inicial
26	Coeficiente de transmisión de calor con la pared de flujo monofásico vapor.
27	Choke Flow

4.2. Cuantificación de la incertidumbre asociada a cada uno de los parámetros más influyentes

La cuantificación de la incertidumbre de los parámetros seleccionados se realiza asociando a cada parámetro una función de distribución de probabilidad y/o un rango. En el presente caso de estudio se ha utilizado el criterio empleado por GRS en el programa BEMUSE, siendo este el de asociar a cada uno de los parámetros seleccionados una función de probabilidad uniforme con un rango de $\pm 15\%$, a excepción del Choke Flow, al cual se le asocia la misma función de probabilidad (uniforme) pero con un rango que va desde un Choke Flow de 0.6 a un Choke Flow de 1.0.

4.3. Análisis de incertidumbre

Para poder realizar el análisis de incertidumbre se tiene que determinar el número de simulaciones necesarias, el cual se ha realizado mediante la fórmula de Wilks, la cual tiene la ventaja de que el número de simulaciones es independiente del número de parámetros seleccionados y del número de parámetros críticos de seguridad (PCS), únicamente depende de si los PCS tienen límite inferior, límite superior o ambos. En el presente estudio únicamente se ha seleccionado la PCT como parámetro crítico de seguridad, la cual tiene un límite superior que no se puede superar. La fórmula de Wilks establece que para PCS con un solo límite, superior en este caso, se deben realizar 59 simulaciones.

Para la realización del análisis de incertidumbre se ha utilizado la herramienta DAKOTA que proporciona el código TRACE, seleccionando los parámetros elegidos como más influyentes, asociándoles su función de distribución de probabilidad y el rango, y la PCT como parámetro crítico de seguridad.

5. RESULTADOS DEL ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRE

Los resultados obtenidos se muestran en la figura 7, siendo estos satisfactorios al no alcanzar ninguno de los 59 casos el límite para la PCT.

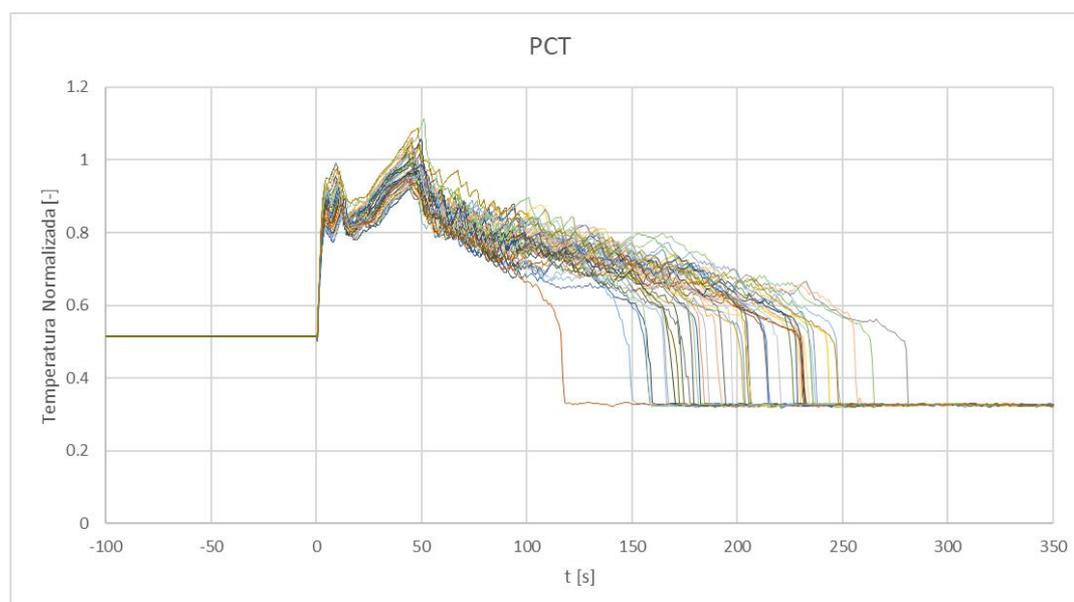


Figura 7. Evolución de la PCT en las 59 simulaciones.

5. CONCLUSIONES

El código termohidráulico TRACE se ha utilizado para realizar un análisis de incertidumbre de un transitorio LBLOCA en una central PWR, en el que se produce una gran rotura que produce una rápida despresurización a causa de la pérdida masiva de refrigerante a través de la misma, causando la señal de SCRAM del reactor, produciéndose un aumento de la temperatura del combustible. Este aumento de temperatura del combustible se ve interrumpido por la puesta en acción de los sistemas de inyección de seguridad, los cuales consiguen que se produzca una reinundación del núcleo, consiguiendo una disminución de la temperatura, hasta que ésta se estabiliza.

Durante el presente estudio se han identificado los fenómenos más influyentes en un transitorio LBLOCA para una central PWR, asociando a cada uno de dichos fenómenos los parámetros del código que les afectan, realizando un análisis de sensibilidad a dichos parámetros para obtener los parámetros que influyen de una manera significativa al transitorio en cuestión.

Después de obtener la selección final de los parámetros más influyentes, se le ha asociado a cada uno de ellos una incertidumbre a través de una función de distribución de probabilidad y de un rango.

Finalmente, se ha procedido a la realización del análisis de incertidumbre llevando a cabo 59 simulaciones y se ha comprobado que en ninguna de ellas se alcanza el límite de temperatura de la PCT, siendo esta temperatura el parámetro crítico de seguridad.

AGRADECIMIENTOS

Agradecer a Centrales Nucleares Almaraz y Trillo.

REFERENCIAS

Nuclear Energy Agency, 2006. BEMUSE PHASE II REPORT: Re-Analysis of the ISP-13 Exercise, Post Test Analysis of the LOFT 2-5 Test Calculation. Año 2006.

Nuclear Energy Agency, 2007. BEMUSE PHASE III REPORT: Uncertainty and Sensitivity Analysis of the LOFT L2-5 Test. Año 2007.

Nuclear Energy Agency, 2011. BEMUSE PHASE VI REPORT: Status report on the area, classification of the methods, conclusions and recommendations. Año 2011.

Nuclear Energy Agency, 2015. Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark Phase II: Identification of Influential Parameters. Año 2015.

Nuclear Energy Agency, 2017. Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark: Final Report. Año 2017.