

**Iniciativa Española para el Mantenimiento,  
Aplicación y Mejora de los Códigos  
de Simulación Termohidráulica.  
Proyecto CAMP-España 2009-2013**

i+d

Colección Documentos I+D 25.2019



Iniciativa Española para el Mantenimiento, Aplicación  
y Mejora de los Códigos de Simulación Termohidráulica.  
Proyecto CAMP-España 2009-2013



# Iniciativa Española para el Mantenimiento, Aplicación y Mejora de los Códigos de Simulación Termohidráulica. Proyecto CAMP-España 2009-2013

Autores: Francesc Reventós, Jordi Freixa y Víctor Martínez-Quiroga (UPC)

José-Felipe Villanueva, Sebastián Martorell y Sofía Carlos (UPV-SM)

César Qeral, Javier Gómez-Magán, Kevin Fernández-Cosials  
y Jorge Sánchez Torrijos (UPM)

Sergio Gallardo, María Lorduy, Gumersindo Verdú y Rafael Miró (UPV-GV)

César Berna, Alberto Escrivá y José-Luis Muñoz-Cobo (UPV-MC)

Miguel Sánchez Perea, Fernando Pelayo, Julio Pérez y Rafael Mendizábal (CSN)

Compilado por Francesc Reventós

Colección: Documentos I+D  
Referencia: DID-25.19

Copyright 2019, Consejo de Seguridad Nuclear  
Edita y distribuye:  
Consejo de Seguridad Nuclear  
C/ Justo Dorado, 11. 28040 Madrid. España  
[www.csn.es](http://www.csn.es)  
[peticiones@csn.es](mailto:peticiones@csn.es)  
Maquetación: Grafo, S.A.

Depósito legal: M-37269-2019

## CONTENIDO

|  |    |
|--|----|
| <b>Introducción</b> .....  | 9  |
| <b>Estudios de LOCA intermedio en línea de equilibrio y en rama caliente</b> .....                         | 15 |
| <b>Estudios de LOCA intermedio en rama fría</b> .....  | 21 |
| <b>Experimentos homólogos o counterpart</b> .....  | 27 |
| <b>Análisis de rotura de vapor principal</b> .....   | 35 |
| <b>Transferencia de calor en presencia de nitrógeno</b> .....  | 41 |
| <b>Conclusiones</b> .....  | 47 |
| <b>Acciones futuras. Mantenimiento y Consolidación de Grupos Nacionales de Expertos en Termohidráulica</b> | 53 |
| <b>Referencias</b> .....   | 57 |



# Introducción



En los últimos 30 años han proliferado las iniciativas de colaboración de la comunidad de analistas termohidráulicos del sector nuclear español. Muchas de ellas han contribuido al mantenimiento y a la mejora de las capacidades de los grupos implicados y la iniciativa que hoy se presenta es tal vez la más relevante. Se trata de un proyecto impulsado y financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) que se desarrolla como uno más de una larga serie dedicada durante años a los mismos propósitos. El proyecto está fuertemente vinculado a diversos programas internacionales llevados a cabo en los entornos de la OCDE y de la NRC.

El CSN consideró necesario el establecimiento de una colaboración y participación nacional en dichos programas, de modo que los trabajos y resultados de estos experimentos fueran de utilidad y aplicación también a las centrales españolas, contribuyendo asimismo con ello al mantenimiento de la capacidad y experiencia en termohidráulica analítica acumulada por las organizaciones nacionales. Estas colaboraciones entre grupos nacionales de las universidades politécnicas de Valencia, de Cataluña y de Madrid cubrieron en tres intervalos (2005, 2006-9 y 2010-2012) la totalidad de los apoyos analíticos a los programas experimentales internacionales citados. La presencia española en los grupos de NEA-OCDE quedó garantizada merced al apoyo que el CSN aseguró en los citados acuerdos de cooperación.

El Programa CAMP (Code Applications and Maintenance Program) es un programa de cooperación internacional en el área de la investigación termohidráulica promovido por la United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC), que tiene como objetivo fundamental la verificación, validación, mantenimiento y aplicación de los códigos termohidráulicos RELAP5/MOD3 y TRACE. Estos códigos constituyen el estado del arte de la aplicación de la mecánica de fluidos bifásica a centrales nucleares de agua ligera, permitiendo la simulación de gran parte de los escenarios de hipotéticos accidentes, así como pruebas nucleares y/o incidentes reales ocurridos.

El proyecto OCDE/PKL-2 se plantea como continuación del OCDE/SETH y OCDE/PKL-1, estando enmarcado dentro de un contexto actual de realización de análisis sobre aspectos relacionados con la operación y la seguridad que incluyen fenómenos nuevos que requieren más investigación, o nuevos métodos de análisis o acciones de protección y mitigación, o fenomenología asociada a nuevos diseños de reactores. Entre ellos, accidentes en condiciones de parada, accidentes de dilución de boro en centrales PWR, problemáticas en la capacidad de refrigeración en el largo plazo, y maniobras de recuperación óptima con condiciones degradadas complejas. La instalación PKL simula una planta PWR de cuatro lazos diseño KWU-Siemens de 1300 MWe a una escala de 1/145 (ver figura 1).

ROSA/LSTF es una instalación experimental integral que pertenece a JAE-RI diseñada para la investigación de la respuesta termohidráulica en accidente y transitorio de plantas PWR. La instalación simula una planta PWR diseño W de 1000 MWe y 4 lazos, mediante dos lazos iguales que mantienen la relación de

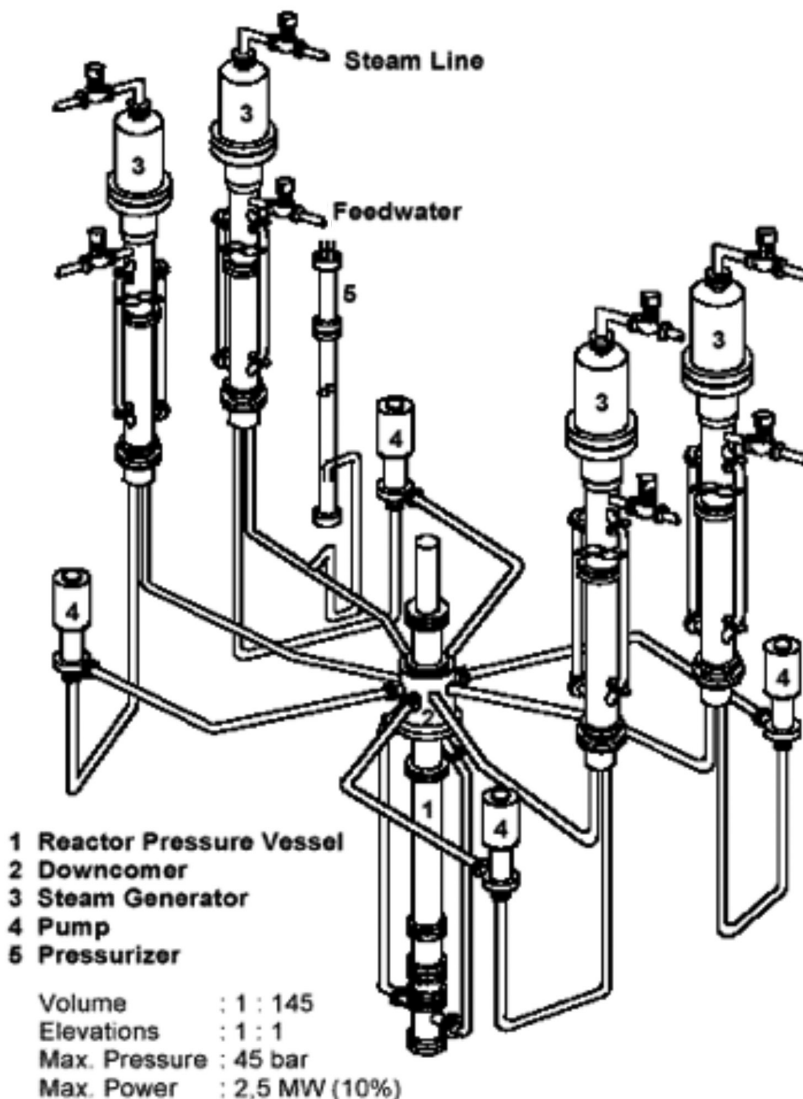


Figura 1.  
 La instalación PKL.

alturas y con una escala de 1/48 en volúmenes (ver figura 2). Permite un amplio espectro de presiones entre presión de operación y presión atmosférica.

El programa OCDE/ROSA2 ha tenido por objetivo la resolución de temas relacionados con la seguridad nuclear y asociados al comportamiento termohidráulico de reactores de agua ligera, y la verificación de modelos y métodos de simulación de fenómenos complejos en situaciones accidentales en dichos tipos de reactores.

Como objetivos propios del proyecto nacional se propusieron:

- Comunicación y aprovechamiento de la información obtenida de estos proyectos por los grupos expertos en TH nacionales.
- Establecer y ejecutar un plan conjunto que optimice los recursos españoles para conseguir el mantenimiento y mejora de las capacidades de análisis de accidentes ya existentes.

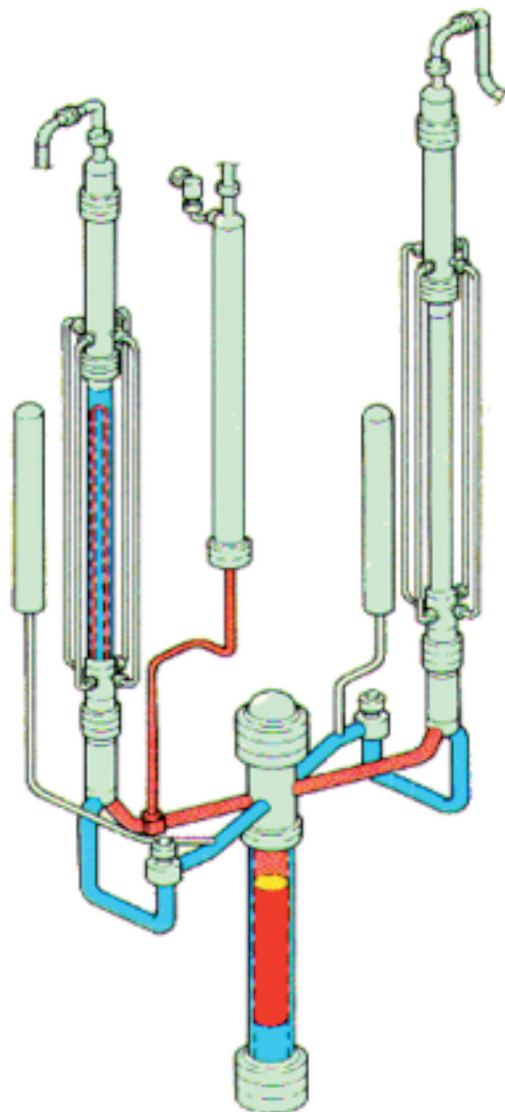


Figura 2.  
La instalación  
ROSA/LSTF.

Full Pressure  
10 MW Core Power (14%)  
Full Height  
Variety of ECCS  
1/48 Volume  
20 Break Points  
Large-D Pipes  
1900 Instruments

- Realizar cálculos pretest y postest de validación en aspectos fenomenológicos no suficientemente contrastados de las versiones actuales de los códigos disponibles en la comunidad termohidráulica española (fundamentalmente los códigos CAMP TRACE y RELAP5).
- Aplicación a un caso de planta de cada una de las configuraciones experimentales consideradas en los programas PKL-2 y ROSA2/LSTF, y análisis del impacto en la seguridad, operación o disponibilidad de la planta. También se harán con RELAP5 y TRACE.
- Asegurar y mantener la capacidad y grupos de expertos nacionales para el análisis de accidentes en su vertiente termohidráulica de las centrales nucleares españolas, accediendo a resultados de programas experimentales, y de resultados de los códigos actualmente en uso.

- Realización de contribuciones en especie comprometidas en el programa CAMP (i.e., informes NUREG/IA).

Este proyecto coordinado de colaboración entre el CSN y las universidades Politécnicas de Valencia (UPV), Cataluña (UPC) y Madrid (UPM), ha tenido una duración de tres años y cuatro meses empezando el 25 de julio de 2009 y terminando el 1 de noviembre de 2012.

El objetivo de este artículo es dar a conocer una muestra de las actividades más significativas realizadas en el marco del proyecto, tal que permita establecer conclusiones más generales acerca de los resultados globales del proyecto. Buscando la máxima coherencia y efectividad expositivas, se ha optado por evitar aquellas redundancias que podrían resultar importunas y desarrollar la exposición como sigue. Este artículo está estructurado en 5 capítulos técnicos además de esta introducción y unas conclusiones finales. Cada capítulo se refiere a un gran tema, éstos son: LOCA intermedio en rama caliente, LOCA intermedio en rama fría, Experimentos homólogos o counterpart, Experimentos de Rotura de vapor y Transferencia de calor en presencia de nitrógeno. A pesar de que en cada tema hayamos contado con la colaboración de varios grupos universitarios de investigación, cada capítulo presenta predominantemente el trabajo de un solo grupo. Por supuesto se citan las colaboraciones de los otros grupos pero se ha querido evitar la duplicación de tareas expositivas. Los párrafos introductorios de cada capítulo tienen el propósito de centrar el tema y resaltar las ventajas del trabajo conjunto.

# **Estudios de LOCA intermedio en línea de equilibrio y en rama caliente**



Dos grupos diferentes participaron en diversos trabajos relacionados con este tema: UPC y UPM. UPC realizó un postest del experimento ROSA2 test1. UPM realizó diversos cálculos, el pre y postest de ROSA2 test1 y la correspondiente aplicación a planta. La experiencia del grupo de la UPM se desarrolla a continuación.

### ANÁLISIS DEL ESCENARIO DE LOCA INTERMEDIO EN RAMA CALIENTE POR UPM

Se ha realizado el análisis postest del ROSA2 test1 (LOCA en SURGE LINE con disparo de RCPs) y la aplicación a planta en condiciones similares. El trabajo fue publicado como NUREG-IA [ref. 1]. En las figuras 3 y 4 se pueden ver los principales resultados del análisis postest. Los resultados del pretest y postest se detallan de manera más amplia en la publicación correspondiente.

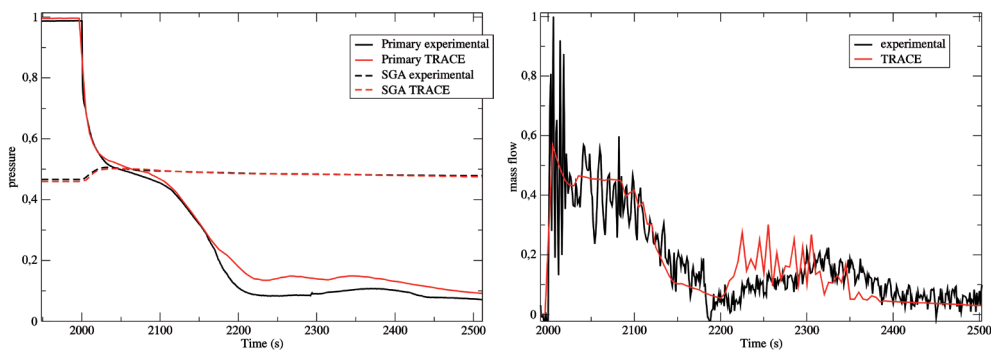


Figura 3.  
ROSA-2 test1.  
a) Presiones del primario y secundario.  
b) Caudal másico en la rotura.

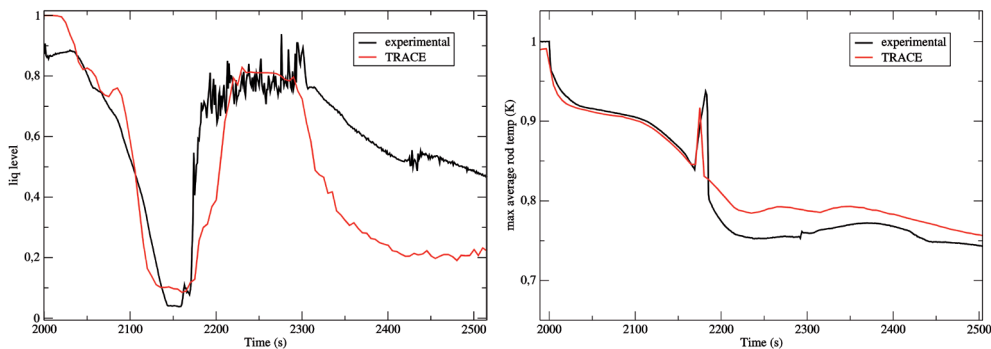


Figura 4.  
ROSA-2 test1.  
a) nivel en el downcomer.  
b) PCT.

En lo que se refiere a la aplicación a planta se realizó un primer análisis para una rotura similar escalada en volumen y potencia a CN Almaraz. Los resultados muestran un transitorio similar pero sin descubrimiento del núcleo (ver figura 5). El resultado no es de extrañar ya que durante la simulación del experimento ROSA2 test1 se observó que el descubrimiento se producía durante un intervalo muy corto de tiempo y muy dependiente de las características de los acumuladores.

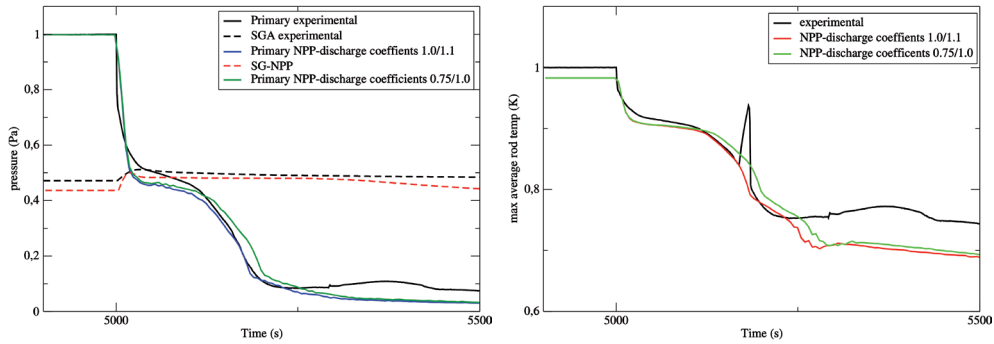


Figura 5. Comparación ROSA-2 test1 y CN Almaraz. a) Presiones del primario y secundario. b) PCT.

Posteriormente se decidió realizar un análisis de sensibilidad al tamaño de rotura y al tiempo inicio de despresurización en el secundario por parte del operador. Para ello se realizaron un amplio conjunto de simulaciones (ver ejemplos en figuras 6 y 7), que permitieron obtener el denominado dominio de daño de la secuencia (ver figura 8).

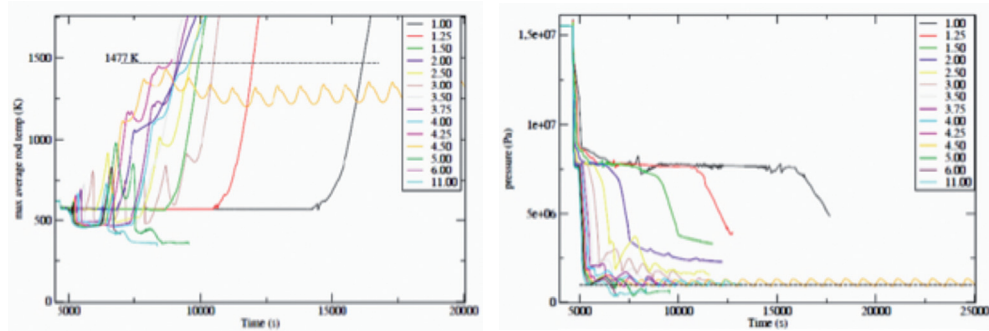


Figura 6. Análisis de sensibilidad respecto al tamaño de la rotura (LOCA en surge line sin despresurización del secundario): a) PCT, b) Presión del primario.

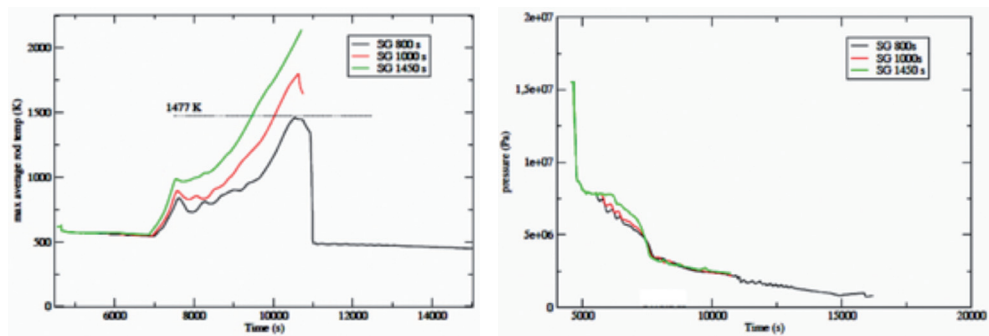


Figura 7. Análisis de sensibilidad respecto al inicio de la despresurización (LOCA en surge line). Diámetro de la rotura 0.0508m (2") a) PCT, b) Presión del primario.

Los resultados muestran que las secuencias con roturas intermedias, de 0.0508 m a 0.1016 m (2" a 4") tienen peores consecuencias que el resto de los tamaños de rotura. En el caso de las secuencias de SBLOCA, de 0.0254 m a 0.0508 m (1" a 2") hay un tiempo disponible por parte del operador para evitar el daño. En el caso de roturas mayores de 0.1016 m (4") no se alcanzan condiciones de daño y además la actuación del operador es innecesaria respecto a la despresurización ya que la despresurización y enfriamiento debido a la rotura es superior a 55 K/hora, límite del enfriamiento manual.

Estos resultados muestran aparentemente un resultado indeseable, ya que se produce daño en el rango intermedio independientemente de la actuación del operador. Sin embargo, esta conclusión no es cierta ya que en las simulaciones realizadas se ha supuesto que hay disparo de bombas simultáneo con el LOCA (al igual que en el experimento ROSA2 test1) y se debe tener en cuenta que en los procedimientos de emergencia se indica que la condición de disparo de las RCP es la pérdida del subenfriamiento y la disponibilidad del sistema de inyección de alta (HPSI). Este último punto no se cumple en estas secuencias y por tanto el operador no debería disparar las bombas hasta recuperar el HPSI.

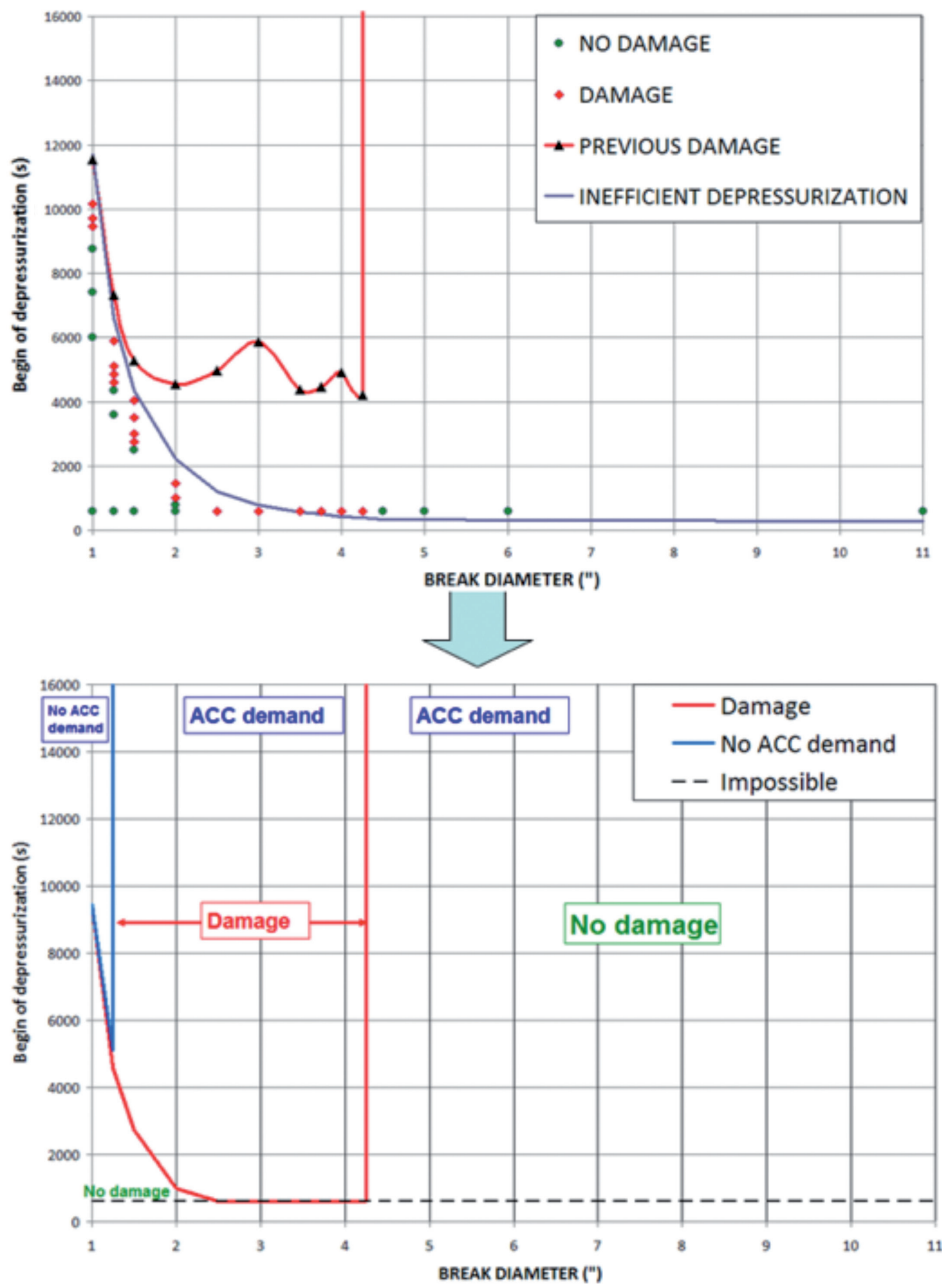


Figura 8. Procedimiento para obtener el dominio de daño para un MBLOCA en la línea de equilibrio con fallo del HPSI.

Por ello se decidió repetir el análisis sin disparo de RCP obteniéndose en dicho caso un dominio de daño que indica que siempre hay un amplio tiempo disponible para despresurización en todo el rango de roturas incluyendo el intermedio. Además, se volvió a realizar el mismo análisis para roturas en rama caliente obteniéndose resultados similares, ver [ref. 2] para más detalles. Estos resultados confirman la adecuación de los POE a este tipo de secuencias.

# **Estudios de LOCA intermedio en rama fría**



Tres grupos de investigación involucrados en el proyecto han realizado diversos estudios y análisis relacionados con escenarios tipo LOCA en rama fría. A continuación, se presenta un resumen de la aportación del grupo de la Universitat Politècnica de València (liderado por Gumersindo Verdú), y dos breves reseñas de los trabajos de la Universidad Politécnica de Madrid (grupo liderado por César Queral) y de la Universitat Politècnica de Catalunya (grupo liderado por Francesc Reventós).

## ANÁLISIS DEL ESCENARIO DE LOCA INTERMEDIO EN RAMA FRÍA POR UPV-GV

La serie 2 del proyecto OECD/ROSA2 (LSTF) reproduce un escenario accidental tipo LOCA intermedio en rama fría (IB-CL-03). Más concretamente, se simula una rotura del 17% de tamaño equivalente asumiendo el fallo parcial de los sistemas de inyección de alta y baja presión (HPI y LPI, respectivamente) así como el fallo total del sistema de agua de alimentación auxiliar (AFW). La rotura se simula siguiendo una configuración de doble guillotina. Debido al tamaño de la rotura, en el transitorio se produce una rápida despresurización del sistema primario. En pocos segundos, la presión del primario se hace menor que la del secundario, registrándose un rápido descenso del nivel de líquido en el núcleo. Además, el vaciado del núcleo se ve favorecido por la acumulación de líquido en el pleno superior de la vasija y en los tramos calientes de los tubos en U de generadores de vapor debido a la aparición de condiciones de flujo en contra corriente en las ramas calientes. A pesar de la actuación parcial del sistema HPI, se produce un incremento de la temperatura de salida del núcleo (CET) y de la temperatura máxima de superficie de vaina (PCT).

En este contexto, el objetivo principal del experimento es aportar información para determinar la respuesta termohidráulica de un sistema PWR ante este tipo de transitorios, analizando la eficacia del conjunto de acciones utilizado para gestionar el accidente. Se analiza especialmente la relación existente entre CET y PCT. Como segundo objetivo, el experimento representa una fuente valiosa de resultados experimentales con los que refrendar y validar modelos con códigos termohidráulicos como TRACE o RELAP.

El grupo de investigación UPV-GV ha simulado la serie 2 del proyecto OECD/ROSA2 con el código termohidráulico TRACE5 y ha realizado la aplicación a planta correspondiente a partir de un modelo de una típica planta PWR Westinghouse de 3 lazos.

En las figuras 9 y 10 se muestra una comparación de las presiones del sistema y la temperatura máxima de vaina y de la salida del núcleo experimentales (LSTF) y obtenidas por simulación con TRACE.

Ambos trabajos (simulación de la serie 2 y su aplicación a planta) han dado lugar a dos publicaciones en formato NUREG-IA [ref. 3 y ref. 4]. Tanto en análisis de LSTF como en la aplicación a planta se ha puesto especial atención a la

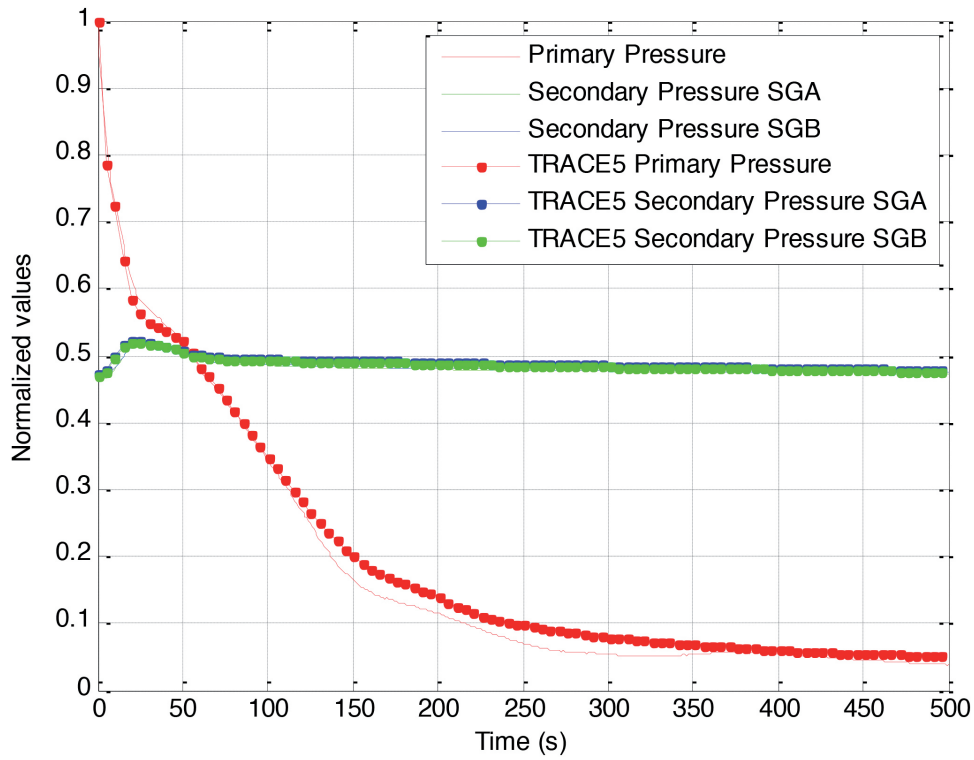


Figura 9. Presiones del sistema experimentales y simuladas con TRACE5.

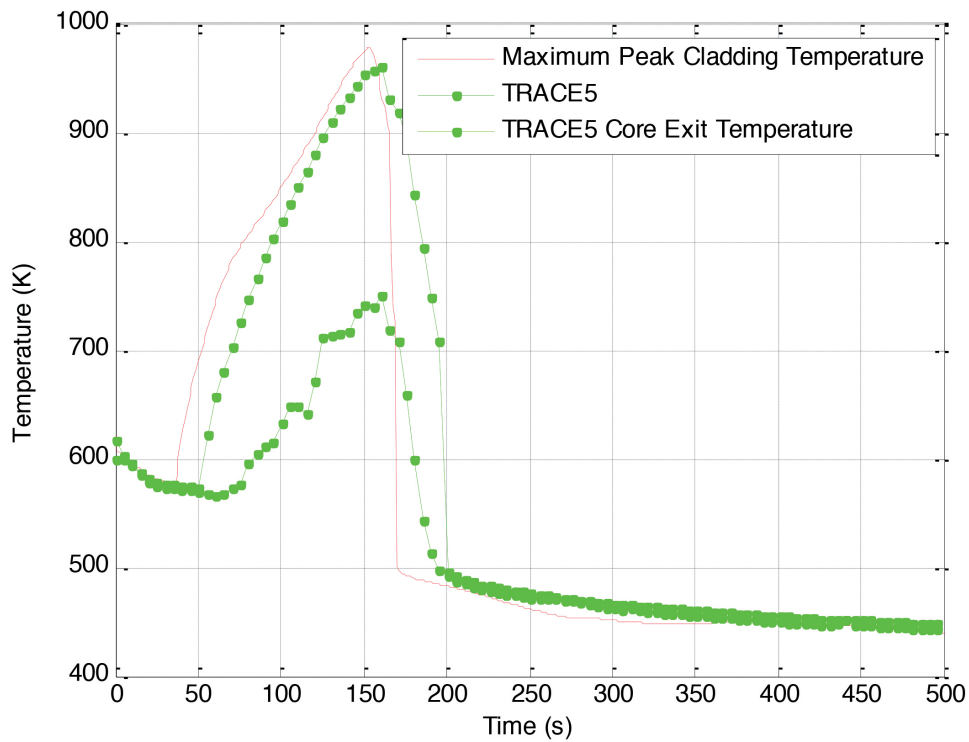


Figura 10. PCT y CET.

evolución temporal de la CET y PCT y la relación entre ambas, para determinar, en su caso, la existencia de retraso temporal entre ambas señales. La relación CET-PCT constituye hoy en día un problema abierto que otras instalaciones

están abordando, por ejemplo, ATLAS y el benchmarking ciego que actualmente está en fase de participación por diversos grupos de investigación. Además de la producción de los trabajos NUREG-IA, el grupo UPV-Verdú ha realizado diversos análisis de escenarios tipo LOCA en rama fría presentados en foros internacionales de reconocido prestigio [ref. 5, ref. 6 y ref. 7]. En dichos trabajos, se analiza el efecto de parámetros del modelo como los coeficientes de fricción en los acumuladores, el tamaño y modelización de la rotura y todo ello utilizando diferentes versiones de TRACE. Por último, fruto de la experiencia adquirida en este proyecto y sus predecesores, se ha dirigido una tesis doctoral en el grupo de investigación, defendida en 2015 y que lleva por título “Análisis termohidráulico de la instalación LSTF/ROSA utilizando el código TRACE5. Aportaciones a la metodología de escalado” (2015).

### **BREVE RESEÑA DE OTROS TRABAJOS DE ANÁLISIS DE LOCA INTERMEDIO EN RAMA FRÍA**

El grupo de la Universidad Politécnica de Madrid ha llevado a cabo una serie de estudios relacionados con escenarios de pérdida de refrigerante en rama fría. Destaca un trabajo en el que la metodología “Integrated Safety Analysis (ISA)” desarrollada por el Consejo de Seguridad Nuclear, se aplica al análisis termohidráulico de secuencias tipo LOCA en rama fría con HPIS no disponible en un PWR Westinghouse de 3 lazos. Diversas publicaciones avalan el análisis [ref. 8, ref. 9 y ref.10].

El grupo de investigación de la Universitat Politècnica de Catalunya también ha realizado diversos estudios relacionados con escenarios tipo LOCA en rama fría. En este contexto, destaca el trabajo “IBLOCA analysis for Vandellòs-NPP using RELAP5/MOD3.3. Sensitivity calculations to EOP actions” publicado como NUREG-IA de la USNRC [ref. 11]. Este trabajo analiza el efecto de los Procedimientos Operativos de Emergencia (POEs) españoles para las bombas de refrigeración del reactor (RCP) durante un hipotético accidente tipo IBLOCA en la Central Nuclear de Vandellòs, diseño Westinghouse de 3 lazos.



# **Experimentos homólogos o counterpart**



Tres grupos diferentes participaron en diversos trabajos relacionados con este tema: UPV-GV, UPV-SM y UPC. UPV-GV realizó un postest del experimento ROSA2-3. UPV-SM realizó diversos cálculos pretest en la fase de definición del ejercicio además del postest del experimento PKL-G7.1. UPC realizó diversos cálculos pretest en la fase de definición del ejercicio y ambos postests (ROSA2-3 y PKL-G7.1). La experiencia del grupo de la UPC se desarrolla a continuación.

## **ANÁLISIS DE LOS COUNTERPART TESTS ROSA2-3 Y PKL G7.1 POR UPC**

Dentro de los OCDE/NEA ROSA-2 Project y OCDE PKL-2 Project se incluye un proyecto común de Test Homólogo para las plantas de LSTF y PKL. Dicho test pretende reproducir condiciones de ebullición en el núcleo así como evaluar la relación entre la temperatura a la salida del núcleo y la máxima temperatura de vaina. Los objetivos son, desde un punto de vista de códigos termohidráulicos, comprobar la capacidad para reproducir la relación entre ambas temperaturas, y desde un punto de vista de test homólogos, comprobar el impacto de la escala y el diseño de cada planta en los datos experimentales. Cabe destacar que LSTF toma como referencia una planta comercial Westinghouse a una escala 48 veces menor en volumen y potencia, mientras que PKL se basa en un reactor KWU de similar potencia al de Westinghouse pero con una escala 145 veces más pequeña.

El grupo de la UPC se incorpora al proyecto aprovechando su experiencia en la simulación con código RELAP de ambas plantas experimentales. Su contribución se divide en tres bloques:

- A. Cálculos Pretest en LSTF y PKL; determinación de las condiciones de contorno del transitorio.
- B. Cálculos Postest en LSTF y PKL; análisis de las capacidades de simulación de RELAP5mod3.3.
- C. Cálculos escalados en LSTF y PKL; análisis de los efectos de escala y desarrollo de una metodología de validación de nodalizaciones a partir de cálculos postest en plantas experimentales.

### **A: Cálculos Pretest en LSTF y PKL**

Inicialmente los *Operation Agents* (OA's) de ambos proyectos propusieron la participación de los diferentes grupos de trabajo para determinar las condiciones de contorno de ambos transitorios. Para normalizar los análisis y minimizar el efecto del usuario se propuso realizar un cálculo postest previo sobre un transitorio de LSTF de características similares (Test 1-2), para después hacer cálculos pretest particulares tanto en PKL como en LSTF. Las contribuciones de la UPC se centraron en un cálculo postest del Test 1-2, un cálculo pretest para LSTF siguiendo las condiciones de contorno sugeridas por los OA's, un cálculo escalado

pretest para PKL simulando condiciones de operación a plena presión (155 bares) análogas a las de LSTF, y un cálculo escalado pretest para PKL simulando condiciones de operación de PKL (45 bares). Las referencias [ref. 12 y ref. 13] describen tanto los resultados obtenidos como los criterios de escalación utilizados para determinar las condiciones de contorno de PKL.

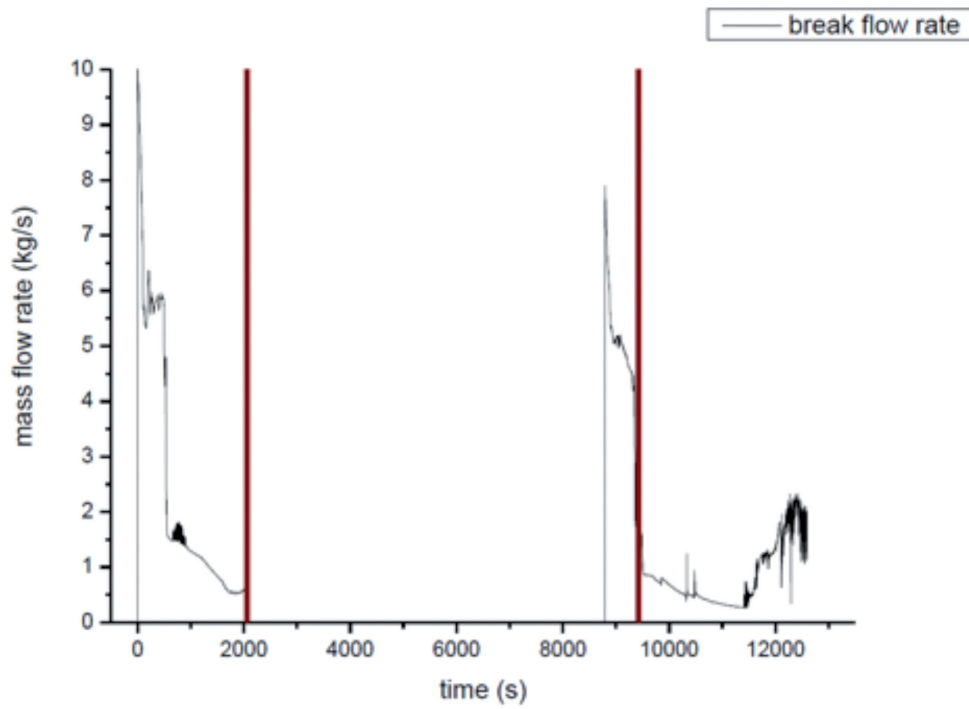


Figura 11. Caudal por la rotura durante las tres fases propuestas en el cálculo pretest de LSTF de la UPC.

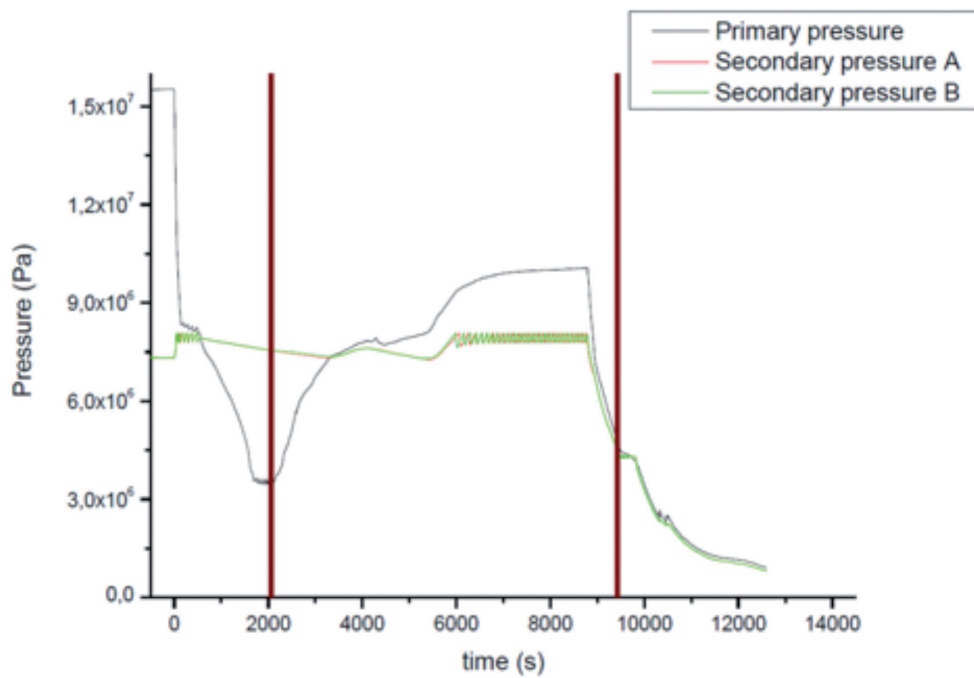


Figura 12. Presiones de LSTF durante las tres fases propuestas en el cálculo pretest de LSTF de la UPC.

Una vez analizados los resultados de todos los grupos de trabajo, los OA's propusieron cálculos independientes para acabar de determinar las condiciones finales de ambos transitorios. La contribución del grupo de la UPC se concretó en un pretest final y una recomendación documentada. El pretest diferiría ya muy poco con respecto a lo que finalmente se llevó a cabo. En cuanto a la recomendación, se documentó con cálculos, la necesidad de cerrar la válvula de la rotura durante la fase de acondicionamiento intermedio del transitorio (ver figura 11) para poder restablecer correctamente tanto el inventario de refrigerante como la presión en el sistema primario (ver figura 12).

### B: Cálculos Postest en LSTF y PKL

A lo largo de 2011 y 2012 se hicieron múltiples contribuciones con cálculos postest tanto para LSTF como para PKL en los PRG de ROSA-2 y PKL-2 y en el Analytical Workshop conjunto que se hizo a modo de clausura para ambos proyectos (ver referencias [ref. 14, 15, 16 y 17]). Los resultados mostraron una gran capacidad de las nodalizaciones para reproducir el comportamiento global de ambas plantas experimentales (ver figuras 13 y 14).

A la hora de reproducir la correlación entre las temperaturas a la salida del núcleo y las temperaturas de vaina, los resultados de las diferentes sensibilidades realizadas demostraron que los modelos 1D del núcleo homogeneizan los efectos de vaporización y sobrecalentamiento del refrigerante durante el descubrimiento

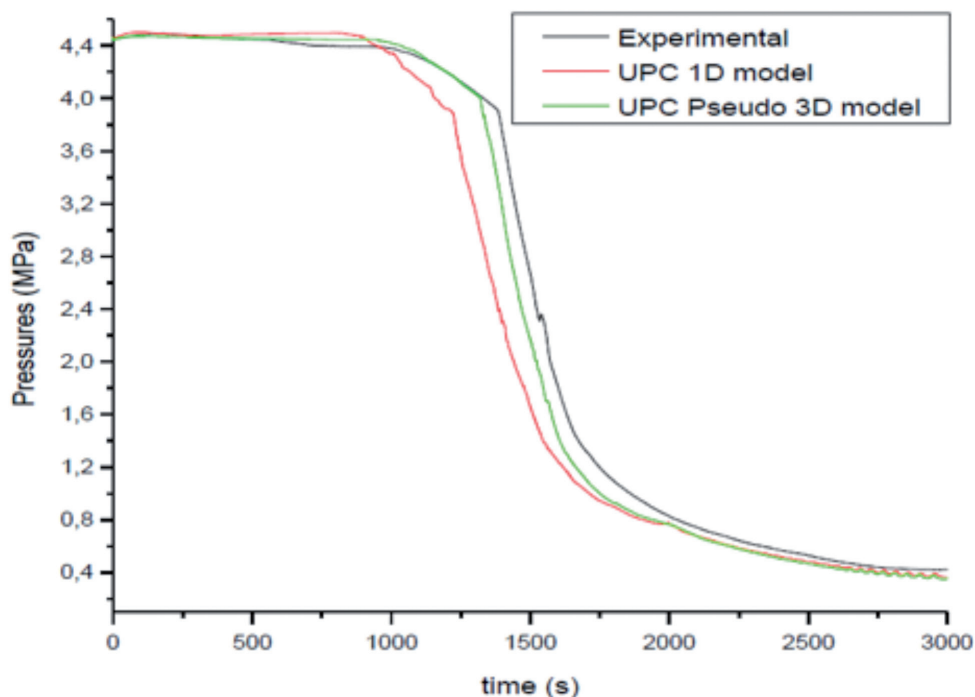


Figura 13.  
Comparativa de la presión del primario en el cálculo postest de PKL.

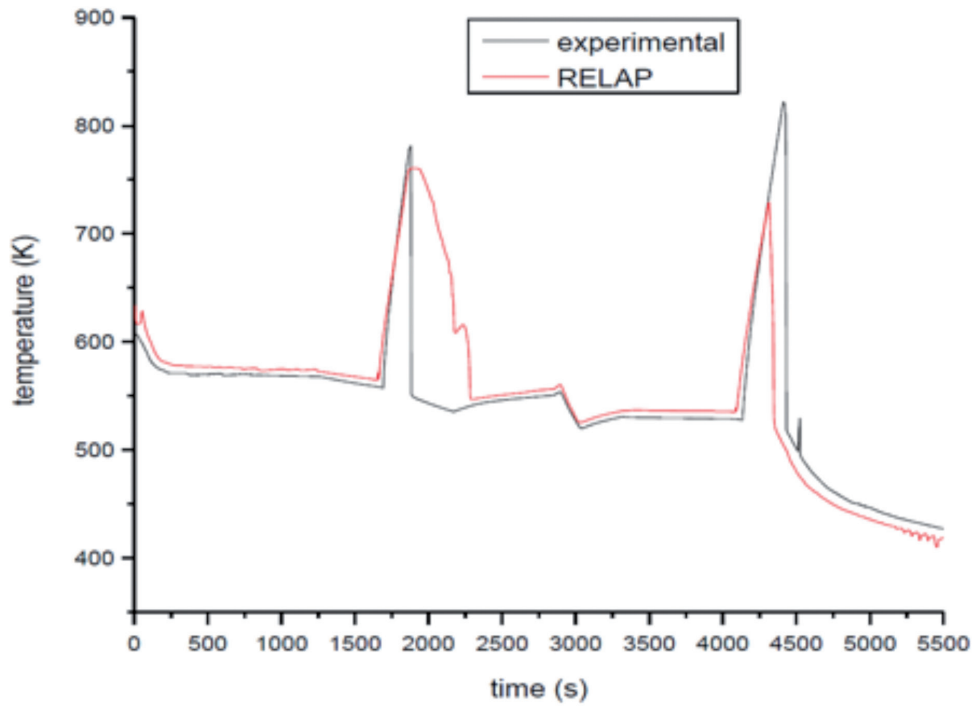


Figura 14.  
Comparativa de la temperatura pico de vaina en el cálculo postest de LSTF.

de barras, siendo aconsejable el uso de nodalizaciones Pseudo 3D para su correcta simulación. Con modelos detallados de núcleo, las simulaciones del grupo de la UPC, realizadas con RELAP5, demostraron que, pese a que el código no posee un modelo 3D para la resolución de las ecuaciones de transporte de masa y conservación

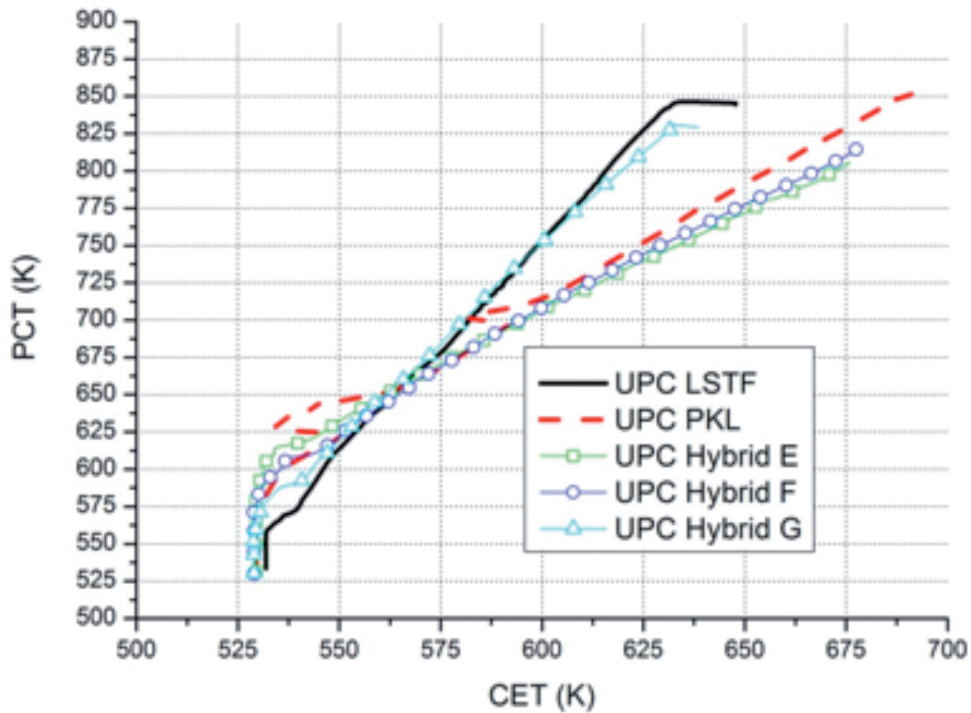


Figura 15.  
Comparativa entre las correlaciones CET vs PCT obtenidas en los cálculos postests de LSTF y PKL.

de momento, se pueden obtener correlaciones para ambas temperaturas muy similares a las reportadas experimentalmente. Mediante cálculos escalados híbridos se es capaz de justificar las diferencias entre ambas curvas obteniendo resultados análogos con el simple cambio de componentes específicas (ver figura 15).

### ***C: Cálculos escalados en LSTF y PKL***

Uno de los objetivos vinculados al Counterpart Test se centra en los análisis de cálculos escalados y su aplicación a los códigos de sistema. Dentro de la tesis doctoral de Víctor Martínez-Quiroga [ref. 18] se enmarca el desarrollo de una metodología de validación de nodalizaciones de planta a partir cálculos posttest, que incluye y detalla dos conceptos nuevos como son escalación pura y cálculos híbridos. Dichos conceptos pretenden justificar mediante cálculos escalados las diferencias que existen entre transitorios análogos realizados en plantas con diferente escala y diseño. En los cálculos realizados para el Counterpart Test [ref. 17] se comprueba la capacidad de ambos criterios para justificar las diferencias existentes entre los test de LSTF y PKL, tanto para la pérdida de refrigerante y vaciado del núcleo, como para la correlación entre sus temperaturas a la salida del núcleo y su máxima temperatura de vaina (ver figura 15).



# **Análisis de rotura de vapor principal**



El análisis del transitorio de rotura de la línea de vapor principal ha sido estudiado por tres de los grupos participantes en el proyecto.

Entre los trabajos realizados sobre este tema se encuentra el Test 5 en el marco del proyecto OCDE/NEA ROSA-2, llevado a cabo en el Large Scale Test Facility (LSTF) de la Agencia de Energía Atómica de Japón (JAEA). Este transitorio, simula la respuesta termohidráulica después de una ruptura de tubos del generador de vapor de un PWR (SGTR) inducido por una rotura en la línea de vapor principal (MSLB). El resultado de estas roturas simultáneas es una despresurización en el sistema secundario y primario porque ambos sistemas están conectados a través del SGTR. Bajo esta situación la actuación del sistema de inyección del acumulador fue suprimida para mantener la descarga primaria del refrigerante al secundario del generador de vapor (GV) lo más bajo posible.

Este accidente, STGR, se considera como uno de los principales accidentes en seguridad nuclear ya que para la operación de un PWR la confiabilidad y operatividad de los GV son de gran importancia. A través de varios estudios, se ha observado que los procedimientos de actuación frente a accidentes severos, tales como anticipar inundaciones del lado secundario a través del sistema de agua de alimentación de emergencia y la despresurización del sistema primario abriendo la válvula de alivio del presionador (PORV), que se utilizan para minimizar la liberación de inventario a través del GV afectado, pueden reducir significativamente el término fuente en los accidentes de SGTR. Una simulación mediante TRACE de este experimento se llevó a cabo por el grupo de la Universitat Politècnica de València, liderado por Gumersindo Verdú [ref. 19].

Por otro lado, también dentro del proyecto se sugirió la realización de un Benchmark entre las diferentes organizaciones de distintos países que participaban en el marco del proyecto OECD/NEA PKL-2. Dicho Benchmark constaba de dos fases, en la primera de las cuales se realizó una simulación ciega del experimento G3.1 llevado a cabo en la instalación PKL, que consistía en una rotura de la línea de vapor principal, previa a la realización del experimento en dicha instalación PKL. En una segunda fase, se llevó a cabo el análisis postest del experimento. Entre los objetivos del Benchmark se planteaba la necesidad de analizar las capacidades de los códigos *best estimate* para reproducir la fenomenología observada en el experimento y analizar las diferencias en cuanto a simulación y consideraciones planteadas por cada uno de los grupos partiendo de una misma mínima información. Participaron en el mismo los grupos de la Universidad Politècnica de Catalunya [ref. 20] y el grupo de la Universitat Politècnica de València liderada por Sebastián Martorell [ref. 21] ambos con el código RELAP5mod3.3.

En dicho experimento se simulaba una rotura en la línea de vapor principal con el primario cerrado, que conducía a una rápida despresurización del primario, desconexión térmica del resto de generadores de vapor y una asimetría térmica en la entrada de agua a la vasija. En estas condiciones se le sometía a un pseudo “*feed and bleed*” donde se inyectaba refrigerante al primario que era vertido posteriormente a través de las válvulas del presionador al alcanzarse una determinada

presión en el primario, manteniendo a la instalación en una situación estable de presión y temperatura.

Como resultado de esta primera fase se concluyó que todos los códigos participantes eran capaces de predecir la tendencia de los parámetros principales con resultados satisfactorios. En particular, los códigos de simulación empleados reproducían de forma adecuada el flujo en la rotura, la despresurización del generador de vapor afectado, el intercambio de calor primario a secundario, las temperaturas del refrigerante RCS en la salida de los tubos en U, y también la presión primaria. Sin embargo, se apreciaron discrepancias observadas entre los cálculos y el experimento, que se atribuyeron a la configuración imperfecta de las condiciones límite y las diferencias en las condiciones iniciales, incluido el procedimiento aplicado, en especial en lo referente a la operación de la válvula de alivio del presionador [ref. 22].

En esta primera parte el modelo utilizado era preliminar, por lo que los resultados iniciales se mejoraron en la fase siguiente con la modificación del modelo y la información de los resultados posttest.

### ANÁLISIS POSTEST POR UPV-SM

Del estudio posttest, del grupo de la UPV liderado por S. Martorell [ref. 21 y 23], se observa que una vez que se produce la rotura de la línea principal de vapor, la presión del generador de vapor afectado por la rotura disminuye rápidamente (ver figura 16), no sucede así con el resto de generadores de vapor que al estar aislados del primero mantienen su presión inicial. Esta despresurización rápida aumenta la transferencia de calor del primario al secundario del generador de vapor afectado por la rotura, lo que presenta un comportamiento asimétrico en la

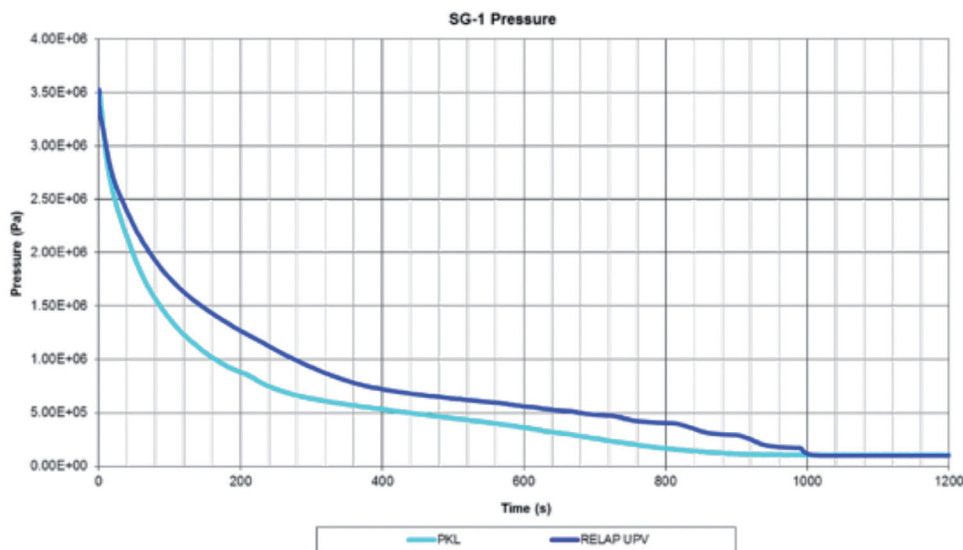


Figura 16. Despresurización en secundario tras rotura en la línea de vapor principal.

temperatura de entrada en la vasija del reactor, mostrando la temperatura de entrada en la vasija del reactor desde el lazo afectado valores sensiblemente menores al resto de entradas desde los diferentes lazos (ver figura 17). Esta situación se mantiene mientras hay suficiente inventario de refrigerante en el secundario del generador de vapor para permitir la transferencia de calor.

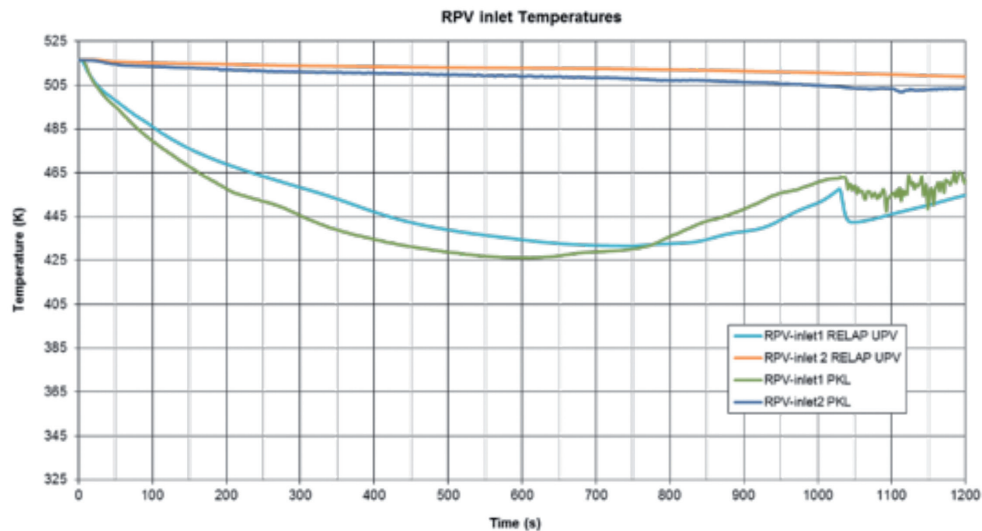


Figura 17. Comportamiento asimétrico de la temperatura en la entrada a la vasija del reactor.

Una vez finalizada la transferencia de calor primario secundario, en el generador de vapor afectado por la rotura, por agotamiento del inventario, comienza la inyección del sistema de inyección de alta presión y, en consecuencia, el circuito primario se rellena. La inyección constante por parte del HPIS junto con la apertura de las válvulas de alivio del presionador (ver figura 18) permite mantener la presión y por tanto la temperatura estable en el circuito primario.

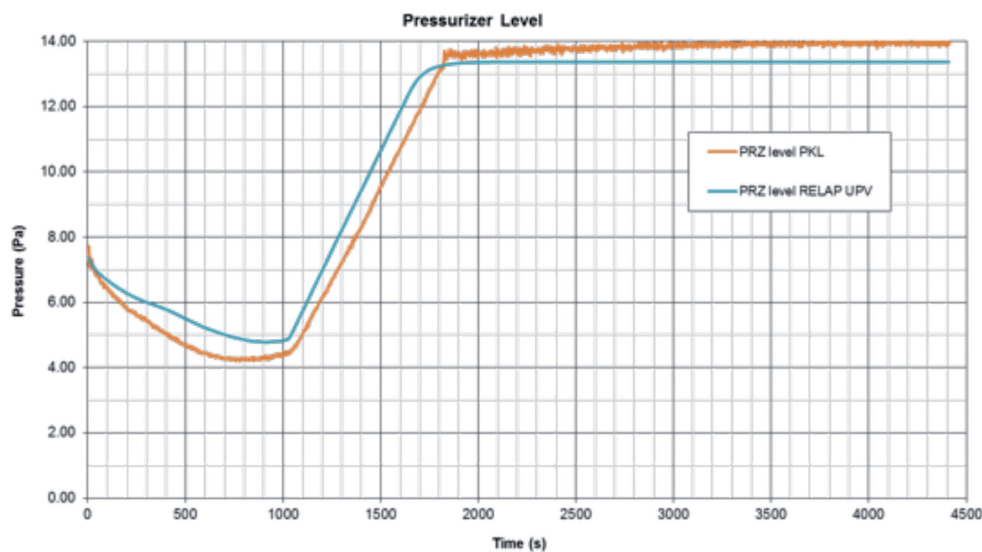


Figura 18. Recuperación nivel en el primario tras inyección a alta presión.

De los resultados obtenidos por los participantes en la fase posttest [ref. 22] se concluyó que los códigos utilizados reproducían correctamente la transferencia de calor primario-secundario, siendo insignificante, para este caso, las diferencias en el número de tubos en U modelizados en los generadores de vapor.

En cuanto a la predicción del flujo crítico en la descarga, se observó que los cálculos sobreestimaban el valor experimental cuando no se aplica ningún coeficiente en la descarga, lo que indicaba la necesidad de realizar un modelo completo de la línea de descarga.

Los resultados obtenidos en los diferentes análisis de la rotura de la línea de vapor principal realizados por los tres grupos fueron presentados en el “First workshop on analytical activities related to PKL2/OCDE project” que tuvo lugar en el centro San Piero a Grado de la Universidad de Pisa, Italia, en 2011 [ref. 24], en el congreso internacional 2nd International Conference of Physics and Technology Reactors celebrado en Fez, Marruecos [ref. 25] y en la Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española [ref. 21]. Además se ha realizado la aplicación a la planta Westinghouse de este experimento, obteniendo resultados de fenomenología similares a los del experimento y que han sido presentados en congresos tales como los mencionados en las referencias 26 y 27.

# **Transferencia de calor en presencia de nitrógeno**



Sólo el grupo UPV-MC colaboró en este tema realizando los posttest de los experimentos PKL-G1.1, PKL-G1.1a y G1.2, habiéndose efectuado la correspondiente aplicación a planta para el test G1.1. La experiencia del grupo se desarrolla a continuación.

## ANÁLISIS DE LOS EXPERIMENTOS G1.1, G1.1A Y G1.2 DE PKL2 POR UPV-MC

Este trabajo se enmarca dentro del proyecto OCDE/NEA PKL-2. Concretamente los experimentos de la serie PKL-III G investigan aspectos de seguridad relacionados con los mecanismos de transferencia de calor en los generadores de vapor y los procesos de precipitación de boro bajo secuencias accidentales. En particular, los experimentos de la serie G1 se centran en la investigación sistemática de los mecanismos de transferencia de calor en los generadores de vapor en presencia de nitrógeno, vapor y agua. Adicionalmente y de modo secundario, se estudian las capacidades de predicción de las variaciones en la concentración de boro durante varias evaporaciones y condensaciones sucesivas del refrigerante del circuito primario. Es decir, en este trabajo se ha valorado la capacidad del código TRACE v5.0 patch 2 para simular el tipo de escenarios accidentales descritos con anterioridad.

Como se ha adelantado en el párrafo anterior, los tests de la serie G1 se centran en el estudio sistemático de la transferencia de calor en los tubos en U del generador de vapor en presencia de nitrógeno, vapor y agua, para ello se varía el inventario de refrigerante existente en el circuito primario de la instalación PKL III en una configuración de uno (experimentos G1.1 y G1.1a) o dos lazos activos (experimento G1.2). En los experimentos, como paso previo al inicio, se aislaron los lazos 2, 3 y 4 en el caso de los tests G1.1 y G1.1a, y los lazos 3 y 4 para el test G1.2, permaneciendo activo solamente el lazo 1 para los tests G1.1-G1.1a y los lazos 1 y 2 para el test G1.2. De modo que los lazos activos se llenaron de agua subenfriada, con una concentración homogénea de boro de 2.000 ppm, y a presión ambiente ( $p_{\text{prim}} \approx 1$  bar). A continuación, el inventario del primario se drenó lentamente hasta que el agua ocupó únicamente  $\frac{3}{4}$  de la altura del lazo correspondiente, reemplazando el agua por  $N_2$  a través de la estación de válvulas del presionador. En los 3 tests la potencia se estableció en 200 kW, aproximadamente un 0.6% de la carga térmica, manteniéndose constante en ese nivel. Hasta el inicio de transitorio el calor se extrajo a través del sistema de extracción de calor residual (RHRS), teniendo lugar su cierre al inicio de estos. A lo largo de los 3 tests se producen una serie de inyecciones y extracciones. Por ejemplo, el test G1.1 se inicia con el cierre del RHRS, seguido de una fuerte pérdida de inventario (extracción de aproximadamente el 40%), seguido de 6 inyecciones, finalizando con una última extracción. Mientras que el test G1.2 se inicia con la parada del RHRS seguido de dos extracciones de refrigerante del primario del 14% y del 8.7% respectivamente, a través de la línea de descarga situada en el

fondo de la vasija de presión, a continuación de estos drenados se efectúan 8 inyecciones de refrigerante hasta el final del test. Entre extracciones e inyecciones se deja transcurrir un tiempo suficientemente largo, de forma que se alcancen condiciones estacionarias. A lo largo de los 3 tests el secundario se mantiene a una presión aproximadamente constante de 2 bares y con un nivel de agua de 12.2 m. Las extracciones e inyecciones de refrigerante se efectúan por el fondo de la vasija, para de esta forma no perturbar la transferencia de calor en los tubos en U.

El objetivo principal de estos tests es analizar la transferencia de calor entre los circuitos primario y secundario en presencia de no-condensables en los generadores de vapor. Así mismo, se pretende estudiar la estratificación térmica y la circulación natural en el primario, así como estudiar la evolución de la concentración de boro en las distintas zonas del circuito primario. En los cálculos realizados con TRACE se estudia la capacidad del mismo para predecir adecuadamente la estratificación térmica en la vasija, la circulación natural en régimen monofásico y bifásico en el primario, la transferencia de calor primario secundario en presencia de incondensables y la predicción de la concentración de boro en la vasija.

En cuanto a los transitorios, decir que el cierre del sistema RHRS provoca el calentamiento del inventario de refrigerante en el núcleo, produciéndose vapor tras un intervalo corto de tiempo. Para el test G1.1, al cabo de unos 400 segundos del cierre del sistema RHRS, tiempo necesario para que se alcancen condiciones estacionarias, se realiza la fuerte extracción de casi el 40% del inventario original. Esto origina el establecimiento de condiciones de transferencia de calor en los tubos en U que son similares a la operación en modo de “Reflujo del Condensador”, con zonas de transferencia de calor activas y pasivas.

En la figura 19 se muestra la evolución del nivel en la instalación PKL y el resultado obtenido en la simulación con TRACE para el test G1.1. Para resaltar las fases de extracción, estas se han representado mediante dos franjas de color naranja clara verticales, mientras que las fases de inyección se han representado

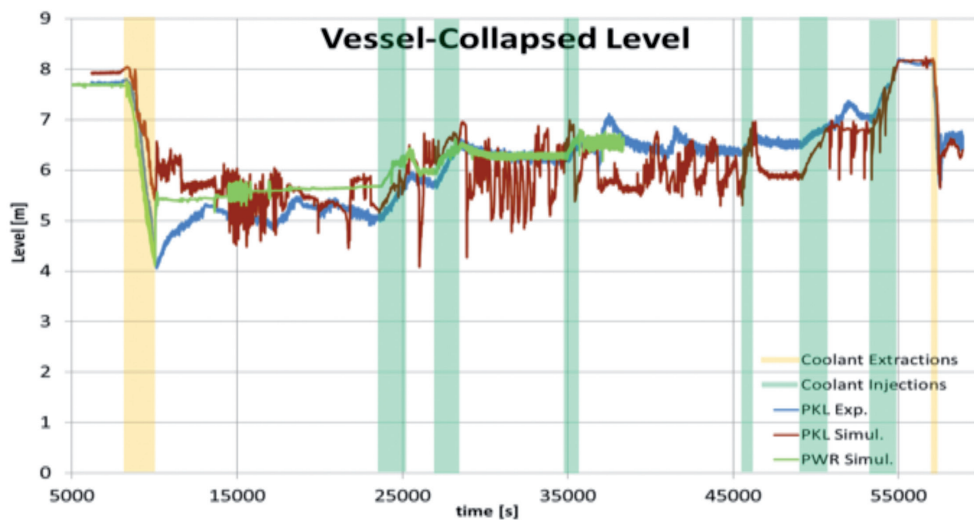


Figura 19. Test G1.1, niveles experimentales en la vasija de PKL (MST 45) y en las simulaciones con TRACE.

mediante franjas de color verde verticales. La evolución de los niveles en la vasija no es muy diferente en el experimento y en el modelo.

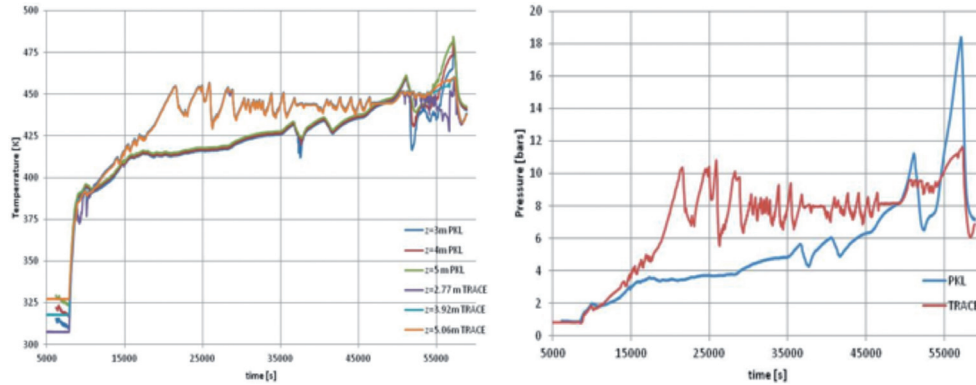


Figura 20. Test G1.1, a) temperatura experimental del núcleo en PKL III (MST 612, 574 & 575) y resultados del TRACE (Pipe 120, celdas 2, 4 & 6). b) Presión experimental en el pleno superior de PKL III (MST 243) y resultados de la simulación con TRACE (Pleno 160).

En la figura 20 se muestran las evoluciones de la temperatura y de la presión a lo largo del transitorio G1.1. En la figura 20a se observa como la temperatura media en el núcleo se parece a la experimental al principio del transitorio, capturándose el fuerte calentamiento inicial producido por el cierre del RHRS. Durante todo el transitorio se tiene una evolución parecida en ambos casos, experimento y simulación con TRACE, si bien a partir de segundo 17.000 y hasta el 45.000 de la figura 20a la temperatura predicha por TRACE es superior a la experimental ocurriendo lo mismo con la presión tal como se observa en la figura 20b. Esto es debido a que la transferencia de calor primario-secundario en presencia de gases no-condensables en los tubos en U de los GV es inferior en TRACE que en el experimento, lo que produce un aumento de la temperatura y la presión en el núcleo.

Por otra parte, en la figura 21 se muestra la evolución de las temperaturas en los GVs, en este caso para el test G1.2. En ella se observa que las temperaturas

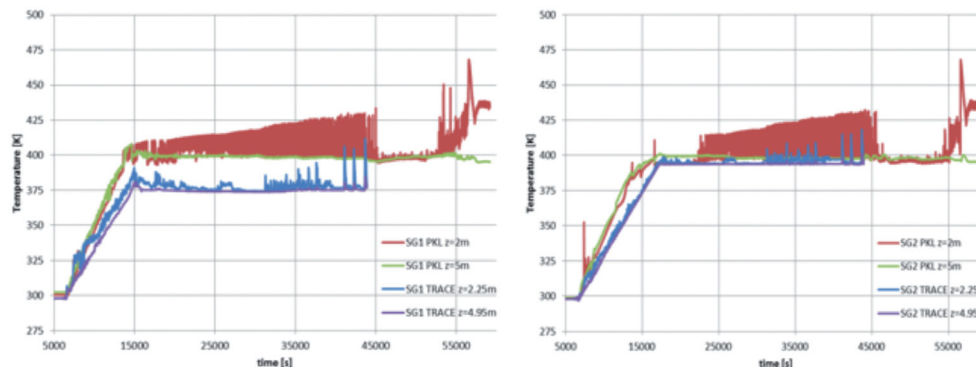


Figura 21. Test G1.2,a) temperatura experimental en el GV-1 de PKL (MST 745 & 753) y resultados de TRACE (Pipe 235, celdas 3 & 6). b) Temperatura en el GV-2 de PKL (MST 872 & 876) y resultados de la simulación con TRACE (Pipe 335, celdas 3 & 6).

en el interior de los GV de PKL están muy próximas a las experimentales aunque son unos 4°C más pequeñas las predichas por el código TRACE en el GV2 que las experimentales para el nivel de 5m, mientras que en el GV1 están 20°C por debajo

de las experimentales. Además, los valores experimentales de la temperatura en el nivel de 2m presentan grandes oscilaciones con el tiempo cuya amplitud es del orden de 20 grados, mientras que la simulación con TRACE muestra oscilaciones pero de amplitud mucho menor.

Por último, en cuanto a la evolución de la concentración de boro, decir que en los 3 transitorios se observa que la concentración de este, tanto en la rama fría como en el sello de la bomba, empiezan a disminuir antes en las simulaciones con TRACE que en el experimento [ref. 28]. Este aspecto nos indica que la interrupción de la circulación natural y el establecimiento de condiciones de transferencia de calor RC tiene lugar antes en las simulaciones con TRACE que en el experimento. La interrupción prematura de la circulación natural en TRACE, explica en parte porqué tenemos menor transferencia de calor primario secundario ya que en el régimen RC se transfiere menos calor que en régimen de circulación natural.

Subrayar la consecución de las simulaciones de los transitorios con TRACE para la mayor parte de casos. Si bien se tienen apreciables diferencias en algunas de las variables, todo ello motivado por las grandes dificultades de las versiones iniciales del código para simular procesos de tan larga duración donde predomina la circulación natural, dilución de boro y difusión, todo ello llevado a cabo mediante un modelo constituido en su totalidad por componentes 1D. A pesar de las dificultades en las simulaciones de este tipo de transitorios, destacar que con ellas se exploran los límites a los que pueden llegar las diferentes posibles formas de definir los modelos (complejidad y nivel de detalle de los componentes) así como las de las diferentes versiones del código.

# **Conclusiones**



La comunidad CAMP-España ha sido colaboradora del CSN en el desarrollo de actividades comprometidas con la USNRC y la NEA, y emprendedora de otras actividades propias que han hecho uso de los códigos CAMP. Los principales productos y beneficios generados de esta iniciativa se pueden estructurar en los siguientes epígrafes.

## CONTRIBUCIONES EN ESPECIE CAMP

Los acuerdos CSN-USNRC obligan a la entrega al CAMP Internacional de dos informes de evaluación por año o trabajos de valor equivalente, con un nivel de compromiso en cuanto a calidad y contenido definido en el NUREG-1271. Durante este período, el esfuerzo conjunto de los miembros de CAMP-España como contribución al programa internacional CAMP ha sido de:

- a) 37 cálculos o estudios publicados como documentos NUREG/IA (NUREG International Agreement Report) (grupos universitarios, grupos de plantas y CSN)<sup>1</sup>.
- b) una contribución (Iberdrola) de V&V de TRACE recogida en el Volumen de Developmental Assessment de TRACE.
- c) 6 informes finalizados (grupos universitarios y de ingeniería), revisados por el CC de CAMP-España, y que están pendientes de ser enviados a la USNRC para su revisión y publicación.

## APORTACIONES A PROYECTOS DE NEA

Los proyectos PKL, ROSA y ATLAS de NEA/OCDE han hecho énfasis en la realización de actividades analíticas. En todas ellas las universidades participantes CAMP-España y el CSN han estado muy presentes en todas estas actividades haciendo uso de los códigos CAMP (TRACE y RELAP5). En concreto a través de:

- a) El diseño de los experimentos (análisis pretest), en el análisis de los resultados (análisis postest), y en su aplicación a planta (p.ej., análisis de escala).
- b) La participación en los ejercicios Benchmark (BM) de intercomparación de resultados de los códigos de simulación termohidráulica. Muy en particular se incentivó la ejecución de cálculos ciegos para comprobar la capacidad predictiva de los códigos actuales.
- c) La participación activa en los workshops de actividades analíticas, en las que se presentaron las principales conclusiones de los ejercicios BM y otras relevantes (p.e., tests counterpart, resolución de cuestión abierta de los

---

<sup>1</sup> Los informes, así como toda la serie histórica de fases previas de CAMP-España (más de 70 NUREG/IA), se pueden ver y descargar en la página web de la USNRC: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/>

CET, ...), y haciendo especial énfasis en las aplicaciones a planta (p.e., técnicas de escalado, procedimientos, ...).

## MEJORAS EN LOS MODELOS

En toda la historia de CAMP ha habido un afán continuo de que las aplicaciones se focalicen en la medida de lo posible en la aplicabilidad a plantas comerciales españolas. Ello revierte en la actualización y mejora continua de los modelos generados y en la capacitación de los equipos humanos que los explotan. En este período se ha continuado en este énfasis. En concreto a través de:

- a) Análisis de transitorios y aplicaciones reales de planta, desarrollados por las organizaciones explotadoras y de apoyo.
- b) Análisis de la extensión de la problemática experimental planteada en cada serie experimental de los programas NEA/OCDE a plantas nucleares comerciales, mediante simulación con los códigos RELAP5 y/o TRACE de los escenarios equivalentes.

## DESARROLLOS PROPIOS

En muchas de las organizaciones nacionales participantes en CAMP se han planteado actividades de desarrollo de nuevos métodos, herramientas o aplicaciones que hacen uso de los códigos termohidráulicos CAMP. Algunas de ellas:

- Puesta a punto y Mejoras de Metodologías BEPU.
- Mejoras y Aplicaciones de Metodologías de Escalado.
- Mejoras en la Modelación y Simulación del Movimiento de Barras de Control, y de la Interacción TH-Neutrónica.
- Acoplamiento de Códigos.
- Postprocesador Termohidráulico.
- Plataforma SCAIS.

## MEJORAS EN LAS CAPACIDADES

Todo ello hace que las capacidades disponibles en nuestro país en materia de simulación termohidráulica mejoren, tanto desde el punto de vista de los recursos humanos y grupos nacionales de expertos en simulación termohidráulica, como en mejoras en los métodos y herramientas de simulación termohidráulica disponibles en las organizaciones CAMP-España. Algunas de las mejoras metodológicas y de modelos que se han producido en este período han sido:

- Modelos de LPSD (Baja Potencia, Baja Presión y en Parada).

- Análisis confirmatorios de la relación CET-PCT (Temperatura de Salida del Núcleo-Temperatura Máxima de Vaina).
- Experiencia en el análisis de experimentos Counterpart, y mejoras de Técnicas de escalado.
- Ampliación de las Bases de Datos de Resultados Experimentales para la Verificación y Validación de Códigos.

#### **APLICACIONES PROPIAS DE LAS FUNCIONES DE CADA ORGANIZACIÓN CAMP-ESPAÑA**

El acceso a los códigos CAMP por parte del CSN y de las organizaciones nacionales interesadas, les abre la puerta a hacer uso de éstos en cuantas actividades, proyectos o iniciativas resulten convenientes. Incluso, con ciertas restricciones relativas básicamente a territorio norteamericano, las organizaciones y/o compañías pueden ofertar servicios y negocios que hacen uso de los métodos y herramientas CAMP.

En el CSN se utilizan los códigos CAMP para sus tareas propias de evaluación de la seguridad (p.e., cálculos propios, análisis de incidentes, formación, ...), y también para el desarrollo de otros proyectos de I+D (p.e., desarrollo y aplicación de métodos BEPU, análisis de escalado, análisis acoplado TH-neutrónica, ...) en colaboración también con universidades fundamentalmente.

En otras instancias CAMP-España también los códigos se usan con otros propósitos, comerciales y/o científicos (i.e., desarrollo de simuladores y SGI, ITER, proyectos de ingeniería, cursos de formación, ...). Todo ello aunque supone un retorno directo para la seguridad nuclear, y para la capacidad de evaluar y soportar la seguridad nuclear en nuestro país.



**Acciones futuras. Mantenimiento  
y Consolidación de Grupos Nacionales  
de Expertos en Termohidráulica**



El primer elemento a considerar es la necesidad de garantizar la existencia de técnicos especialistas en termohidráulica. Como se ha puesto de manifiesto repetidamente en diversos foros la situación actual es delicada.

El largo proceso que ha permitido situar la termohidráulica nuclear española en una posición acorde con su capacidad instalada, merece un reconocimiento por parte de nuestra comunidad. El esfuerzo realizado ha sido grande y ha permitido establecer un nivel de diálogo entre todas las partes: explotador, regulador, ingenierías y centros de investigación, tanto en nuestro entorno nacional como en el extranjero impensable no hace muchos años. Los nuevos retos a los que nos enfrentamos y la permanente necesidad de mejorar en nuestra eficiencia impiden relajarse. La continuidad en estas colaboraciones aparece como la plataforma idónea para acometer el análisis y resolución de esta problemática.

Por un lado existe una disponibilidad de códigos termohidráulicos con unas capacidades que permiten abordar análisis de seguridad que anteriormente descansaban en manos de las compañías diseñadoras de las instalaciones. Por otro lado esta misma potencia de cálculo en manos inexpertas, sin una extensa formación en esta disciplina, puede tener como consecuencia una degradación de la seguridad. Igualmente la facilidad de recurrir al cálculo intensivo puede inducir a la trivialización de la disciplina. La complejidad de la disciplina termohidráulica y neutrónica dificulta el trasvase de técnicos provenientes de otros entornos, por lo que se considera conveniente anticiparse a este problema estimulando en el ámbito universitario las vocaciones en tecnología nuclear mediante unos adecuados programas de formación e investigación que posibiliten una carrera profesional y un mantenimiento del “know how”.

Se debe por tanto asegurar la consolidación de los grupos universitarios de trabajo con amplia tradición y dedicación en el ámbito de las aplicaciones de los códigos termohidráulicos, habiéndose producido en la mayoría de los casos, una adscripción al ámbito de apoyo a la explotación de determinadas centrales. Complementario a esto ha sido el esfuerzo de fomento en el ámbito universitario de nuevos grupos de trabajo y usuarios con poca tradición termohidráulica en el pasado.

Conviene recordar también, que tanto el conocimiento y experiencia como el propio material generado en este tipo de proyectos resulta muy adecuado para posibles usos docentes y de ayuda en tareas más específicamente universitarias, como pueden ser la formación de estudiantes, publicaciones, proyectos fin de carrera, tesis doctorales, cursos de postgrado, oportunidad para la investigación y ampliación de capacidades, obtención de información en temas novedosos, entre otros.

En el camino recorrido entre el final del proyecto y la actualidad, los grupos universitarios han dado muestras de asimilación de las capacidades de análisis desarrolladas. El protagonismo de las universidades españolas en el reciente “Benchmark on OECD/NEA PKL-4 project Test i2.2: Intermediate break LOCA” es un ejemplo de intervención activa y fructífera. La coordinación del ejercicio, la

participación de tres grupos analistas y la síntesis en un workshop organizado en España son muestras claras del nivel técnico alcanzado que permite prever una continuación de progreso estable en el futuro.

# Referencias



- [ref. 1] J. González-Cadelo, C. Queral, J. Montero-Mayorga, J.C. Martínez Murillo; “Simulation of LSTF Hot Leg Break OCDE/NEA ROSA-2 Test 1 with TRACE code. Application to a PWR NPP model” NUREG/IA-0444. 2014.
- [ref. 2] J. González-Cadelo “Análisis de secuencias de Accidente de pérdida de refrigerante en centrales nucleares de agua a presión mediante la Metodología ISA” Tesis doctoral. Universidad Politécnica de Madrid. 2015.
- [ref. 3] S. Gallardo, A. Querol, M. Lordy, G. Verdú; Post-test analysis of ROSA-2 Test 2 (IBLOCA) with TRACE; NUREG/IA-0503, 2019. US Nuclear Regulatory Commission. Office of Nuclear Regulatory Research.
- [ref. 4] S. Gallardo, A. Querol, M. Lorduy, G. Verdú; Simulation of ROSA-2 Test-2 experiment: Application to nuclear power plant; NUREG/IA-0511, 2019. US Nuclear Regulatory Commission. Office of Nuclear Regulatory Research.
- [ref. 5] S. Gallardo, V. Abella, G. Verdú; Assessment of TRACE5 against ROSA serie 3-1: Cold Leg SBLOCA Transient; 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH 13, Kanazawa, (Japón), Septiembre 27 – Octubre 2, 2009.
- [ref. 6] S. Gallardo, G. Verdú; TRACE5 Simulation Of A Cold Leg Intermediate Break LOCA. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2011). Nice, (Francia), Mayo 2-5, 2011.
- [ref. 7] A. Querol, S. Gallardo and G. Verdú; “Code scaling applicability to a cold leg SBLOCA scenario in a nuclear power plant”; Reactor Physics Topical Meeting, PHYSOR, Kyoto, Japón, Octubre, 2014.
- [ref. 8] J. González-Cadelo, C. Queral, J. Montero-Mayorga “Analysis of cold leg LOCA with failed HPSI by means of integrated safety assessment methodology” *Annals of Nuclear Energy*, 69:144-167. 2014.
- [ref. 9] C. Queral, J. González-Cadelo, J. Montero, L. Ibáñez. “CALCULATION OF DAMAGE EXCEEDANCE FREQUENCIES IN COLD LEG MBLOCA SEQUENCES.” Proceedings of ICON19. 19th International Conference on Nuclear Engineering. May 16-19, 2011, Chiba, Japan.
- [ref. 10] J. González-Cadelo, C. Queral, J. Montero, “Analysis of cold leg LOCA with failed HPSI by means of integrated safety assessment methodology”; *Annals of Nuclear Energy*, 69, 144-167, 2014.
- [ref. 11] Pérez, M.; Martínez, V.; Reventós, F.; IBLOCA analysis for Vandellòs-II NPP. Sensitivity calculations to EOP actions.
- [ref. 12] V. Martínez, F. Reventós; “PKL-LSTF Counterpart Test: Scaling Criterion Assessment”; 6th meeting of the programme review group and management board of the OCDE PKL 2 Project; OCDE Conference Center, Paris, France, 9-10 November 2010.
- [ref. 13] V. Martínez, F. Reventós; “PKL-LSTF Counterpart Test: Analysis on Boundary Conditions” 4th MEETINGS OF THE PROGRAMME

- REVIEW GROUP AND MANAGEMENT BOARD OF THE OCDE-NEA ROSA 2 Project; JAEA TokaiR&D Center, Tokai, Japan, 30 November-1 December 2010.
- [ref. 14] V. Martínez, F. Reventós; “Counterpart Test: Test 3 Post-test Analyses”: 5th meetings of the programme review group and management board of the OCDE-NEA ROSA 2 Project; NEA Headquarters, Issy-les-Moulineaux, 19-20 October 2011.
- [ref. 15] V. Martínez, F. Reventós; “UPC LSTF Test 3 Post-test Analyses: Assessment on CET-PCT using RELAP5mod3.3”; 6th meetings of the programme review group and management board of the OCDE-NEA ROSA 2 Project, JAEA, Tokai-Mura, 13-14 June. 2012.
- [ref. 16] V. Martínez, F. Reventós; “UPC LSTF Test 3 Post-test Analyses: Assessment on CET-PCT using RELAP5mod3.3” Joint PKL2-ROSA2 workshop on analytical activities related to PKL/OCDE and ROSA/OCDE projects; OCDE Conference Centre, Paris, France 15-19 October 2012.
- [ref. 17] V. Martínez, F. Reventós; “UPC PKL-Test G7.1 Post-test Analysis: Impact of the Pseudo-3D vessel modelling using RELAP5mod3.3”; Joint PKL2-ROSA2 workshop on analytical activities related to PKL/OCDE and ROSA/OCDE projects; OCDE Conference Centre, Paris, France 15-19 October 2012.
- [ref. 18] “Scaling-up methodology, a systematical procedure for qualifying NPP nodalizations. Application to the OECD/NEA ROSA-2 and PKL-2 Counterpart test”; PhD Thesis by: Victor Martínez Quiroga; Director: Dr. Francesc Reventós Puigjaner; September 10, 2014.
- [ref. 19] S. Gallardo, A. Querol, M. Lorduy, G. Verdú; Assessment of TRACE 5.0 against ROSA-2 Test 5, Main Steam Line Break with Steam Generator Tube Rupture; NUREG/IA-0505, 2019. US Nuclear Regulatory Commission. Office of Nuclear Regulatory Research.
- [ref. 20] R. Pericas, V. Martínez, F. Reventós, First workshop on analytical activities related to PKL2/OCDE Project, Abril 2010, Pisa, Italia. Presentación: “Post-test Calculation of PKL III Test G3.1 Main Steam Line Break using RELAP5 / mod3.3”.
- [ref. 21] J.V. Lahuerta, P. Forcada, J.F. Villanueva, S. Carlos, S. Martorell, V. Serradell; “Análisis post-test del experimento PKL G3.1 mediante TRACE”. Reunión anual de la SNE 2010.
- [ref. 22] A. Del Nevo, E. Coscarelli, A. Kovtonyuk, F. D’Auria, S. Schollenberger, K. Umminger, H. Austregesilo, S.W. Lee, J. Freixa, A. Manera, R. Pericas, V. Martínez, F. Reventós, S. Carlos, J.F. Villanueva, S. Martorell, V. Serradell. “Analytical Exercise On OCDE/NEA/CSNI PKL-2 Project Test G3.1: Main Steam Line Break Transient in PKL-III Facility Phase 2: Postest Calculations”. March 2011 TH/PKL-2/02(10) Rev. 3.

- [ref. 23] J.F. Villanueva, S. Carlos F. Sánchez, S. Martorell; “Simulation of the G3.1 experiment at PKL facility to a Nuclear Power Plant using RELAP5/Mod3.3”; NUREG/IA-0486.
- [ref. 24] J.F. Villanueva, S.Carlos, S. Martorell, V. Serradell, P. Forcada, First workshop on analytical activities related to PKL2/OCDE Project, Abril 2010, Pisa, Italia. Presentación: “RELAP5 and TRACE simulations of PKL Test G3.1”.
- [ref. 25] V. Serradell, J.F. Villanueva, J. V. Lahuerta, S. Carlos, S. Martorell; “Post test analysis of PKL G3.I experiment”. 2nd International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications (PHYTRA 2), Fez, Morocco, September 26-28, 2011.
- [ref. 26] J.F. Villanueva, S. Carlos, F. Sánchez, S. Martorell; “Application of PKL-G3.1 experiment to a Westinghouse Nuclear Power Plant” Joint PKL2-ROSA2 workshop on analytical activities related to PKL/OCDE and ROSA/OCDE projects; OCDE Conference Centre, Paris, France 15-19 October 2012.
- [ref. 27] J.F. Villanueva, S. Carlos, F. Sánchez, S.Martorell; “Aplicación a una planta comercial de los resultados de PKL en una rotura de la línea de vapor principal”. Reunión anual de la SNE 2012.
- [ref. 28] OCDE/CSNI Analysis with TRACE code of PKL III Test G1.2. Parameter Study on Heat Transfer Mechanisms in the SG in Presence of Nitrogen, Steam and Water as a Function of the Primary Coolant Inventory (two Loop Operation), Autores: A.Julbe, C.Berna, A.Escrivá, J.L.Muñoz-Cobo, Report GTIN-IIIE Julio-2012.

Iniciativa Española para el Mantenimiento, Aplicación y Mejora de los Códigos de Simulación Termohidráulica. Proyecto CAMP-España 2009-2013

Colección Documentos I+D  
25.2019