

Document downloaded from:

<http://hdl.handle.net/10251/61041>

This paper must be cited as:

Querol Vives, A.; Gallardo Bermell, S.; Verdú Martín, GJ. (2014). Simulación de una rotura pequeña en la rama fría. Aplicación a una central nuclear. 40ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española. Grupo Senda.



The final publication is available at

<http://www.reunionanualsne.es/doc/40/ponencias/tecnicas/I+D+i/06/06-02.pdf>

Copyright Grupo Senda

Additional Information

SIMULACIÓN DE UNA ROTURA PEQUEÑA EN LA RAMA FRÍA. APLICACIÓN A UNA CENTRAL NUCLEAR

Andrea Querol, Sergio Gallardo, Gumersindo Verdú
*Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental,
Universitat Politècnica de València*
anquevi@upvnet.upv.es; sergalbe@iqn.upv.es; gverdu@iqn.upv.es

Resumen – El código termohidráulico TRACE5 se ha utilizado para simular el experimento 3-1, que se ha realizado en la instalación a escala “Large Scale Test Facility (LSTF)”, en una planta real. Dicho experimento consiste en una rotura pequeña con pérdida de refrigerante, (“SBLOCA”), del 1% en la rama fría de la instalación LSTF. El principal problema es cómo escalar la instalación LSTF para reproducir la misma fenomenología en dos sistemas con diferente geometría. En accidentes SBLOCA, el criterio de escalado que se utilice debe conservar la potencia, el tiempo y el caudal de refrigerante durante todo el transitorio. En este trabajo se ha utilizado el criterio de escalado “power-to-volume”. Los resultados obtenidos demuestran la idoneidad del criterio de escalado escogido para mantener el tiempo, la potencia y el caudal de refrigerante entre las dos instalaciones. En general, se puede decir que los fenómenos más importantes que se reproducen en la instalación LSTF también se observan en el modelo escalado, aunque con algunas diferencias producidas principalmente durante la inyección de refrigerante del sistema de acumuladores.

1. INTRODUCCIÓN

El accidente de “Three Mile Island” (TMI) puso en evidencia la necesidad de estudiar el comportamiento de una central nuclear ante una pequeña rotura, dada su mayor probabilidad de ocurrencia y sus severas consecuencias. Con este fin, se desarrollaron diferentes experimentos en instalaciones a pequeña escala que reproducen determinadas centrales nucleares. El objetivo de estos experimentos es reproducir accidentes y así, obtener medidas experimentales sobre la fenomenología que se produce.

Un ejemplo de estas instalaciones a pequeña escala es la instalación “Large Scale Test Facility, (LSTF)”, de la Agencia de Energía Atómica de Japón (JAEA), que se utiliza en el Proyecto OECD/NEA ROSA. Los principales objetivos de este proyecto se pueden definir de modo general como: 1) la resolución de cuestiones termohidráulicas relacionadas con la seguridad de reactores nucleares proporcionando una base de datos experimentales útil para validar los códigos termohidráulicos utilizados para el desarrollo de modelos experimentales y 2) clarificar la capacidad predictiva de los códigos utilizados en la actualidad para análisis de seguridad termohidráulica así como de otros códigos avanzados en fase de desarrollo [1].

El objetivo de este trabajo consiste en investigar si la fenomenología observada en la instalación LSTF durante el experimento 3-1 [2] se puede extrapolar a un modelo de una planta real utilizando el código termohidráulico TRACE5 [3, 4]. Dicho experimento consiste en una rotura pequeña con pérdida de refrigerante, “SBLOCA”, del 1% en la rama fría. El principal problema es cómo escalar la instalación LSTF para reproducir la misma fenomenología en dos sistemas con diferente geometría. El presente trabajo detalla el método de escalado utilizado para obtener un modelo a gran escala a partir del modelo de LSTF desarrollado y comprobado por los autores en trabajos anteriores [5, 6, 7] utilizando TRACE5.

El modelo escalado se ha desarrollado conservando las relaciones de escalado potencia-volumen de los componentes y las condiciones iniciales y de contorno de LSTF, puesto que LSTF es una instalación diseñada manteniendo altura y presión de la central de referencia, “Full-Height, Full-

Pressure, (FHFP)”. Las longitudes y diámetros de los componentes horizontales se han escalado a partir del modelo de LSTF intentando mantener el número de Froude para mejorar la simulación de la fenomenología relacionada con el flujo horizontal debido a la importancia del cambio de flujo subcrítico a supercrítico en las ramas calientes durante la circulación natural a alta potencia.

Los resultados de TRACE5 obtenidos con los modelos de LSTF y LSTF escalado se han comparado con los valores experimentales a través de una serie de figuras en las que se representan las principales variables termohidráulicas: presión primaria y secundaria, caudal primario y por la rotura, el inventario de descarga a través de la rotura, niveles de líquido de la vasija y máxima temperatura de vaina.

2. MODELOS DE TRACE5

2.1. Descripción de LSTF

LSTF [1] es una instalación FHFP que simula la unidad II de la central nuclear Tsuruga de JAEA, un PWR de 4 lazos tipo Westinghouse de 3423 MWt. Los 4 lazos del PWR de referencia se representan por dos lazos en la instalación LSTF. La potencia del núcleo es de 10 MW.

La instalación experimental LSTF se ha modelado con 81 componentes hidráulicos del código TRACE5 (7 BREAKs, 11 FILLs, 23 PIPEs, 2 PUMPs, 1 PRIZER, 22 TEEs, 14 VALVEs and 1 VESSEL). La vasija se ha modelado con un componente 3-D VESSEL dividido en 20 niveles axiales, 4 anillos radiales y 4 sectores acimutales y está conectado a diferentes componentes 1-D: 8 tubos guía para las barras de control (CRGTs), las ramas calientes y rías y el bypass.

12 componentes HTSTR simulan los elementos combustibles del núcleo y un componente POWER transmite la potencia desde las HTSTR al componente VESSEL.

Un componente VALVE simula la rotura junto con un componente BREAK que representa las condiciones del vertido a la atmósfera. La rotura se sitúa en la rama fría del lazo B con orientación hacia arriba. El tamaño de la rotura es el que se especifica en el experimento 3-1 [2], el cual se corresponde con el 1% del área de la rama fría.

2.2. Descripción del modelo escalado de LSTF

El escalado es necesario para obtener una relación entre las variables obtenidas en un experimento realizado en una instalación experimental y la central nuclear que representa. Los criterios de escalado más utilizados para obtener instalaciones a pequeña escala son: escalado lineal, escalado potencia-volumen y potencia-masa [8, 9].

En escenarios en los que se produce un SBLOCA, la consideración más importante a tener en cuenta es conservar la potencia y el inventario de refrigerante durante el transitorio. Además, en el caso de instalaciones en las que se mantiene la altura y la presión, “Full-Height, Full-Pressure, (FHFP)”, el criterio potencia-volumen es el más utilizado para conservar tiempo, potencia e inventario de refrigerante ya que las propiedades del fluido se mantienen al ser la misma presión. En este trabajo, el modelo de LSTF escalado se ha obtenido aplicando el criterio potencia-volumen puesto que se trata de un SBLOCA en la instalación FHFP LSTF. Los principales factores de diseño que caracterizan dicho criterio de escalado se muestran en la Tabla 1. En este caso, el factor de escalado K_v se ha fijado en 48, puesto que la instalación LSTF está escalada según la relación 1:48 en áreas de paso y volúmenes del PWR de referencia.

Respecto a las características geométricas, ambos modelos de TRACE5 simulan 2 lazos. El volumen del “boiler”, “downcomer”, separador y tubos en U de los generadores de vapor se han escalado multiplicando por el factor de escaldado, mientras que la altura es la misma que en la instalación

LSTF. El número de tubos en U y de estructuras de calor utilizadas para simular la transferencia de calor entre el sistema primario y secundario es K_v veces mayor que en el modelo de la instalación LSTF. El volumen de la vasija escalada y el presionador se ha obtenido a partir de sus volúmenes en la instalación LSTF multiplicados por K_v manteniendo la altura. Las bombas de ambos modelos utilizan las mismas curvas adimensionales de comportamiento.

Tabla 1. Comparación entre las principales características de diseño entre la instalación LSTF y el modelo escalado.

Parámetro	Modelo LSTF	Modelo escalado	Factor de diseño
Presión primaria (MPa)	15,55	15,55	1
Potencia (MW)	10	480	48
Número de lazos	2	2	1
Altura del núcleo (m)	3,66	3,66	1
Nº de tubos en U para un generador de vapor	141	6768	48
Volumen de vasija (m ³)	2,64	126,72	48
Diámetro interno rama caliente (m)	0,207	0,974	Nº Froude
Longitud rama caliente (m)	3,7	8	Nº Froude
L/\sqrt{D}	8,1	8,1	1
Tamaño rotura 1% (m ²)	8,02 e-5	3,846 e-3	48
Volumen acumulador (m ³)	1,64	78,93	48
Volumen generador de vapor (m ³)	7,93	380,64	48
Caudal agua principal de alimentación (kg/s)	2,74	131,52	48
Caudal agua auxiliar de alimentación (kg/s)	0,65	31,2	48

La potencia del modelo escalado se define a partir de la curva de caída de potencia del modelo de la instalación LSTF escalada por el factor de escalado, manteniendo el tiempo. El número de barras de combustible de la instalación LSTF, simuladas mediante componentes HTSTRs, también se ha multiplicado por el mismo factor. El modelo de transferencia de calor es el mismo que en el modelo de la instalación LSTF.

En los componentes horizontales, las áreas de paso se han escalado manteniendo el cociente de la raíz cuadrada del diámetro de la tubería igual en ambos modelos, es decir, $1/\sqrt{d} = L/\sqrt{D}$. Además, para simular el flujo a contracorriente en las partes horizontales se ha intentado mantener el número de Froude [10]. Con esto y escalando el caudal másico y el volumen se obtiene la relación entre los diámetros y longitudes de LSTF y escalados (d , D , l y L , respectivamente):

$$D = d \cdot K_v^{2/5} \quad (1)$$

$$L = l \cdot K_v^{1/5} \quad (2)$$

Los caudales másicos del primario y de agua de alimentación principal y secundaria (MFW y AFW, respectivamente) también se han calculado teniendo en cuenta el factor de escalado, K_v . Para que el inventario de descarga a través de la rotura sea K_v veces mayor que en el modelo de LSTF, el tamaño de la rotura también se ha escalado teniendo cuenta dicho factor. La localización y orientación de la rotura es la misma que en la instalación LSTF. Las condiciones iniciales y de contorno, la temperatura, presión y velocidad en los sistemas primario y secundario son las mismas que en el modelo de LSTF.

El modelo especial de TRACE de flujo crítico (“Choked flow”) se han aplicado en ambos modelos con los mismos coeficientes para mejorar los resultados de simulación.

3. DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO

El Test 3-1 simula un transitorio de circulación natural a alta potencia debido al fallo del scram durante una rotura pequeña y asumiendo el fallo total del sistema de inyección de alta presión (“High Pressure Injection (HPI) system”). El tamaño de rotura es del 1% en la rama fría y se localiza en el lazo B, sin presionador, de LSTF. El transitorio empieza a tiempo cero con la apertura del componente VALVE que simula la rotura. Pocos segundos después, cuando la presión del primario alcanza un determinado valor se genera la señal de scram. Con esta señal se activa la curva de disminución de potencia, se inicia la curva de parada de las bombas, se cierran las válvulas principales de vapor (MSIVs), finaliza la inyección del agua principal de alimentación y se inicia la inyección del agua auxiliar de alimentación. Cuando la presión del secundario alcanza un determinado valor, las válvulas de seguridad (RVs) de los generadores de vapor empiezan a abrirse y cerrarse para mantener la presión casi constante. Cuando la presión del primario alcanza un valor determinado se activa la inyección de los acumuladores. Cuando la temperatura máxima de vaina es mayor de un determinado valor, actúa el sistema de protección del núcleo de la instalación LSTF para proteger la integridad de dicha instalación.

4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

4.1. Estacionario

Las condiciones alcanzadas durante los estacionarios en ambos casos (LSTF y LSTF escalado) son muy próximas a las condiciones iniciales del experimento, como puede verse en la Tabla 2, donde se muestran los errores relativos entre los valores experimentales y simulados para diferentes parámetros.

Tabla 2. Condiciones de estacionario. Comparación entre valores experimentales, LSTF y LSTF escalado. Errores relativos (%) entre paréntesis.

Parámetro	Modelo LSTF	Modelo escalado
Temperatura de fluido rama fría	564,6 (0,11)	569,6 (0,99)
Presión del presionador	15,6 (0,39)	15,6 (0,39)
Nivel de líquido del presionador	7,48 (4,47)	7,48 (4,47)
Presión del secundario en el generador de vapor	7,36 (0,41)	7,38 (0,68)
Nivel de líquido del generador de vapor	5,03 (-8,55)	5,24 (0,73)

4.2. Transitorio

La Figura 1 muestra los resultados obtenidos con TRACE5 en comparación con los resultados experimentales para las principales variables termohidráulicas como son: las presiones del sistema primario y secundario, el caudal másico e inventario de descarga por la rotura, la máxima temperatura de vaina (PCT) y los niveles de líquido de la vasija (núcleo, downcomer y upper plenum). Respecto a los caudales másicos y el inventario de descarga por la rotura, los valores experimentales y los obtenidos con el modelo LSTF se han multiplicado por Kv para ser comparados con el modelo LSTF escalado. Como se puede observar, los dos modelos de TRACE5 reproducen adecuadamente la fenomenología producida durante el experimento aunque existen algunas diferencias.

Las presiones obtenidas con ambos modelos son similares a los resultados experimentales hasta la entrada de los acumuladores ya que ninguno de los modelos es capaz de reproducir el incremento de presión que se produce por la inyección de los acumuladores. Esto puede deberse a que TRACE5 no reproduce adecuadamente la condensación de vapor en las ramas frías cuando se inyecta agua desde

los acumuladores. A partir de este momento, las presiones obtenidas con TRACE5 son inferiores a las experimentales. Comparando los resultados obtenidos con ambos modelos de TRACE5, se observa que las presiones son similares entre ellas aunque a partir de 1000 s, aproximadamente, cuando se vacían los tubos en U, las ramas calientes y el upper plenum, la presión del primario en el modelo LSTF escalado es ligeramente inferior a la del modelo LSTF. Esto se debe a que el inventario de descarga a través de la rotura del modelo LSTF escalado durante ese periodo de tiempo es mayor. Dicho periodo coincide con el flujo monofásico vapor.

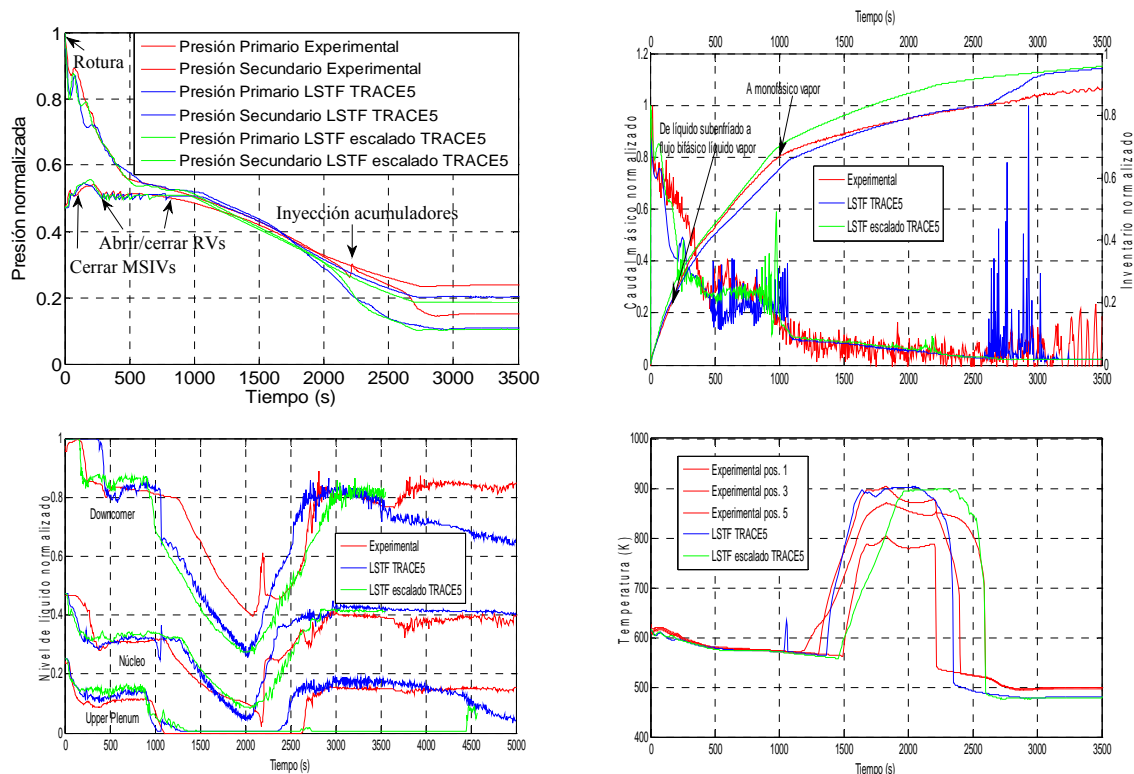


Figura 1. Presiones del Sistema, caudal másico e inventario de descarga a través de la rotura, nivel de líquido en la vasija y la temperatura máxima de vaina obtenidas en el experimento en comparación con los resultados obtenidos con los modelos de LSTF y LSTF escalado.

Los coeficientes del modelo especial de flujo crítico de TRACE5 se han comprobado para obtener una buena reproducción del caudal másico y del inventario de descarga por la rotura. Como se puede ver, TRACE5 predice el cambio de fase líquida a flujo bifásico sobre 50 s y de bifásico a monofásico vapor a los 1000 s, lo que coincide con el experimento.

Respecto a los niveles de líquido de la vasija, los resultados muestran que TRACE5 reproduce el comportamiento experimental. Sin embargo, la inyección de los acumuladores también produce diferencias en el llenado de la vasija.

La máxima temperatura de vaina (PCT) empieza a aumentar cuando se produce el vaciado del núcleo. En el experimento, el aumento de la PCT se produce entre 1200 y 1500 s, dependiendo de la posición radial y acimutal considerada. TRACE5 predice el aumento de PCT, aproximadamente, a 1400 s para el modelo de LSTF y a 1500 s para el modelo escalado de LSTF. En el experimento el máximo de la PCT se alcanza a 1800 s y se activa el sistema de protección del núcleo de la instalación, el cual automáticamente disminuye la potencia del núcleo. En el modelo de LSTF el máximo valor de la PCT se alcanza para un tiempo similar al experimento, sin embargo, en el modelo escalado se retrasa unos segundos retrasando también la actuación del sistema de protección del núcleo.

Los niveles de las ramas calientes y frías se muestran en la Figura 2 junto con el nivel de los tubos en U del generador de vapor. Como se puede ver, TRACE5 reproduce adecuadamente los niveles de las ramas calientes y frías obtenidos en el experimento, al menos hasta la inyección de los acumuladores. En el modelo de LSTF escalado la inyección de los acumuladores es menor y por lo tanto, las ramas no se rellenan. Además, se observa que la rama fría del lazo A del modelo escalado no llega a vaciarse del todo a 1000 s, lo que está relacionado con el mayor inventario de descarga y menor presión del sistema primario reproducidos con este modelo. El nivel de los tubos en U obtenido con los dos modelos de TRACE5 coincide con el experimento estando completamente vacíos a 750 s.

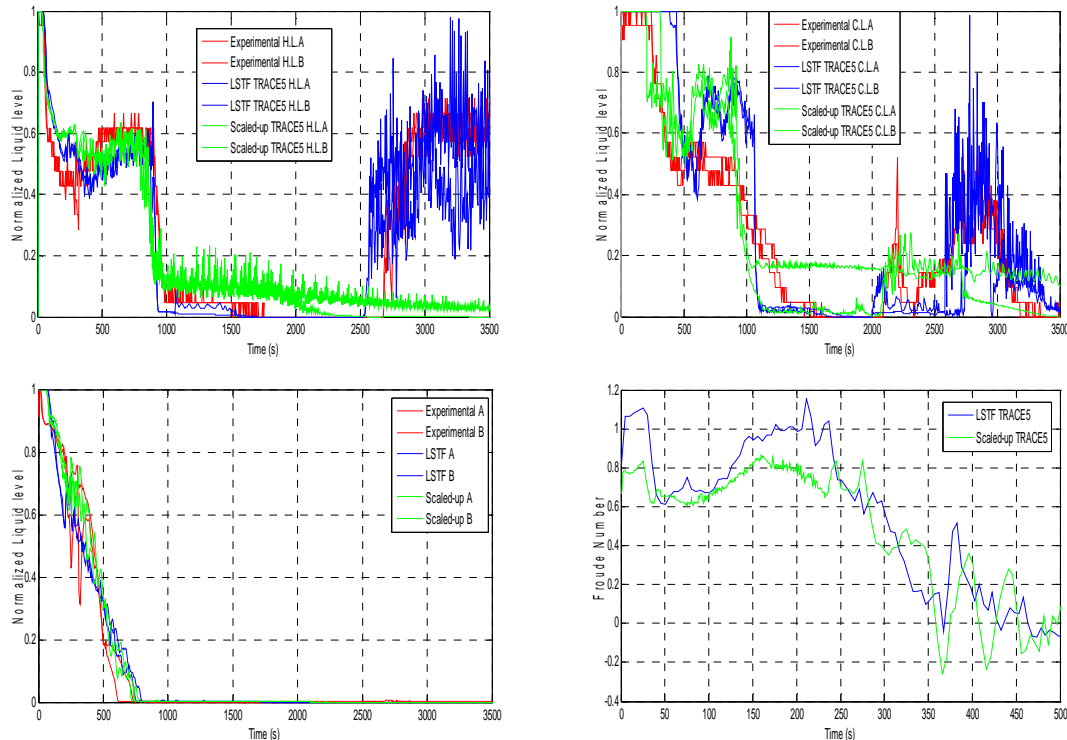


Figura 2. Nivel de líquido de las ramas calientes, frías y de los tubos en U de los generadores de vapor y el número de Froude calculado con los modelos de TRACE5 de LSTF y LSTF escalado.

Debido a la importancia que tiene el cambio de flujo subcrítico y supercrítico en el caso de circulación natural a alta potencia, se ha puesto especial atención en el cálculo del número de Froude en las ramas calientes de ambos modelos. El número de Froude es un número adimensional que relaciona el efecto entre las fuerzas de inercia y las fuerzas de gravedad que actúan sobre un fluido. Cuando el número de Froude es mayor de 1 el flujo se considera supercrítico, mientras que cuando es menor se considera subcrítico. La figura muestra la evolución del número de Froude hasta 500 s para los dos modelos de TRACE5, ya que a este tiempo la circulación natural finaliza. A la vista de los resultados, se observa que el flujo es supercrítico poco después de la rotura hasta 25 s y entre 200 y 225 s, mientras que el resto del tiempo es subcrítico en el modelo de LSTF. Sin embargo, en el modelo de LSTF escalado el flujo nunca llega a ser supercrítico.

La Figura 3 muestra la diferencia de presión entre la entrada y salida de los tubos en U del generador de vapor y entre la entrada y salida de la vasija. Como se puede ver, la diferencia de presión de los tubos en U de ambos modelos es muy similar. Sin embargo, la diferencia de presión en la vasija a partir de 1000 s es diferente para cada modelo, coincidiendo con las diferencias de la presión del primario.

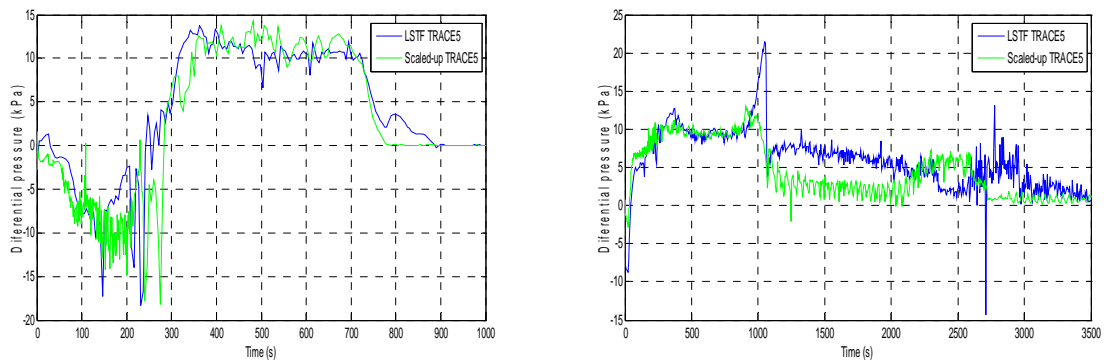


Figure 3. Differential pressures measured in the inlet and outlet of the SG U-tubes and in the inflow and outflow of the vessel using LSTF and scaled-up TRACE5 models.

5. CONCLUSIONES

El código termohidráulico TRACE5 se ha utilizado para comprobar si los fenómenos físicos observados en una instalación a pequeña escala, como la instalación Large Scale Test Facility (LSTF), pueden ser realmente extrapolables a un modelo escalado. El principal problema es como escalar la instalación LSTF para simular los mismos fenómenos físicos en dos sistemas con diferentes características geométricas y diferentes parámetros de operación durante un mismo transitorio.

En este caso, se ha desarrollado un modelo escalado de LSTF utilizando el criterio de escalado potencia-volumen, ya que la instalación LSTF mantiene la presión y la altura, Full-Height, Full-Pressure (FHFP), y el escenario considerado es una pequeña rotura con pérdida de refrigerante (SBLOCA) en la rama fría. Además, en los componentes horizontales, las longitudes y diámetros escalados se han obtenido intentando conservar el número de Froude.

Los resultados obtenidos muestran la idoneidad del criterio de escalado escogido para conservar el tiempo, la potencia y el inventario en dos instalaciones a diferente escala. A pesar de que existen algunas diferencias, se observa que los fenómenos físicos más importantes se reproducen adecuadamente en ambos modelos. La secuencia y el tiempo en el que se producen los eventos más significantes del transitorio están en concordancia con el experimento. Las diferencias observadas se deben a la mala reproducción de la inyección de los acumuladores.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen al Proyecto OECD/NEA ROSA su consentimiento a esta publicación, y al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) por el apoyo técnico y financiero en virtud del acuerdo STN/1388/05/748. Además, este trabajo también ha sido apoyado por la beca de Formación de Profesorado Universitario (FPU) del Ministerio de Educación y Ciencia, referencia AP2009-2600.

REFERENCIAS

1. The ROSA-V Group, ROSA-V Large Scale Test Facility (LSTF) system description for the third and fourth simulated fuel assemblies, JAERI-Tech, Japan (2003).
2. Thermohydraulic Safety Research Group, Nuclear Safety Research Center, Final Data Report of ROSA/LSTF Test 3-1 (High Power Natural Circulation Experiment SB-CL-38 in JAEA), Japan Atomic Energy Agency, JAEA, (2008).

3. Division of Risk Assessment and Special Projects. Office of Nuclear Regulatory Research. U. S. Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5.0. Theory manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models, Nuclear Regulatory Commission, U.S. (2007).
4. Division of Risk Assessment and Special Projects, Office of Nuclear Regulatory Research. U. S Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5.0. User's manual. Volume 1: Input Specification, Nuclear Regulatory Commission, U.S. (2007).
5. S. Gallardo, A. Querol and G. Verdú, "Simulation of 1% hot leg SBLOCA with TRACE5", Proceedings of 2012 International Congress on the Advances in Nuclear Power Plants, American Nuclear Society Annual Meeting, Chicago, Illinois, USA, (2012).
6. S. Gallardo, V. Abella, G. Verdú and A. Querol, Assessment of TRACE 5.0 against ROSA Test 3-1, cold leg SBLOCA, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, (2012).
7. S. Gallardo, A. Querol and G. Verdú, "Break size effects on CET response in an upper head SBLOCA transient", Proceedings of the 20th International Conference on Nuclear Engineering, Anaheim, California, USA, (2012).
8. F. D'Auria, G. M. Galassi, "Scaling in nuclear reactor system thermal-hydraulics", Nuclear Engineering and Design, volume (240), pp. 3267-3293, (2010).
9. T.J. Liu, C.H. Lee and Y. s. Way, "IIST and LSTF counterpart test on PWR station Blackout transient", Nuclear Engineering and Design, volume (167), pp. 357-373, (1997).
10. S. Petelin, B. Mavko, B. Koncar and Y. A. Hassan, "Scaling of the small-scale thermal-hydraulic transient to the real nuclear power plant", Nuclear Technology, volume(158), pp. 56-68, (2007).