

Efecto sobre la Temperatura de Salida del Núcleo del Tamaño de la Rotura en el Upper Head de la Vasija utilizando TRACE5

Andrea Querol, Sergio Gallardo, Gumersindo Verdú
Departamento de Ingeniería Química y Nuclear, Universitat Politècnica de València
anquevi@upvnet.upv.es; sergalbe@iqn.upv.es; gverdu@iqn.upv.es

Resumen – La mayoría de los reactores de agua a presión (PWR) tienen termopares para detectar el sobrecalentamiento del núcleo ya que se utilizan para medir la temperatura de salida del núcleo (CET). Sin embargo, se ha comprobado que en una rotura pequeña (SBLOCA) situada en el upper head de la vasija existe un retraso entre la medida de los termopares y el sobrecalentamiento del núcleo. Este trabajo se basa en la simulación, utilizando el código termohidráulico TRACE5, del Test 6-1 del Proyecto OECD/NEA ROSA realizado en la instalación experimental Large Scale Test Facility (LSTF). Se han realizado diferentes análisis en los que se han estudiado las principales variables geométricas que pueden influir en el modelo como son el tamaño y localización de la rotura, los posibles caminos de paso de caudal hacia la rotura y la nodalización del upper head de la vasija.

1. INTRODUCCIÓN

La mayoría de PWRs disponen de termopares para detectar el sobrecalentamiento del núcleo [1], al considerar que el vapor sobrecalentado fluye hacia arriba cuando se vacía el núcleo durante un accidente o un transitorio anormal. Como medida para gestionar el accidente (AM) se puede tomar un determinado valor de CET medido por los termopares. Sin embargo, en algunos accidentes tipo LOCAs [2] reproducidos en algunas instalaciones experimentales, como BETHSY, LSTF, PKL y PSB-VVER, se han observado discrepancias en cuánto al tiempo y el valor de temperatura medido cuando se produce el descubrimiento del núcleo. Uno de los ejemplos de este tipo de transitorios es el Test 6-1 [3] realizado en la instalación LSTF en el marco del Proyecto OECD/NEA ROSA [4]. Dicho experimento simula un SBLOCA en el *upper head* de la vasija de LSTF de tamaño equivalente al 1,9 % del área de paso de la rama caliente, asumiendo el fallo total del sistema de Inyección a Alta Presión (HPI). Los resultados de este experimento muestran que el núcleo se descubre unos 230 s aproximadamente antes de que los termopares midan 623 K, valor fijado para iniciar la AM [5]. En este tipo de transitorios se produce la despresurización del sistema primario. Cuando se inicia la AM, que consiste en abrir de manera continuada las válvulas de alivio de los generadores de vapor, la presión del sistema primario pasa a ser inferior a la del secundario.

El objetivo de este trabajo es estudiar algunas de las variables que pueden afectar a la evolución de la CET con respecto a la evolución de la temperatura máxima de vaina (PCT) mediante la simulación del Test 6-1 con el código termohidráulico TRACE5 [5, 6]. Entre dichas variables se han considerado: los posibles caminos que permiten el flujo de refrigerante hacia la rotura, el tamaño y la localización de la rotura.

2. MODELO DE TRACE5

La instalación experimental LSTF simula un reactor PWR de 4 lazos Westinghouse, concretamente el reactor de la unidad II de Tsuruga (3423 MWt). Áreas, volúmenes y potencia de LSTF están reducidos teniendo en cuenta un factor 1:48, mientras que las

alturas se han mantenido como en el PWR de referencia. Sólo se han simulado dos lazos manteniendo la relación de escalado 2:48.

LSTF se ha modelado con 88 componentes hidráulicos (7 BREAKs, 13 FILLs, 29 PIPEs, 2 PUMPs, 1 PRIZER, 21 TEEs, 14 VALVEs and 1 VESSEL). Para simular los procesos de transferencia de calor se han utilizado 48 componentes HTSTR, con los que se simulan los tubos en U de los generadores de vapor, la potencia del núcleo, los calentadores del presionador y las pérdidas de calor. La Figura 1 muestra la nodalización del modelo de LSTF utilizando la herramienta informática SNAP (*Symbolic Nuclear Analysis Package*) [7].

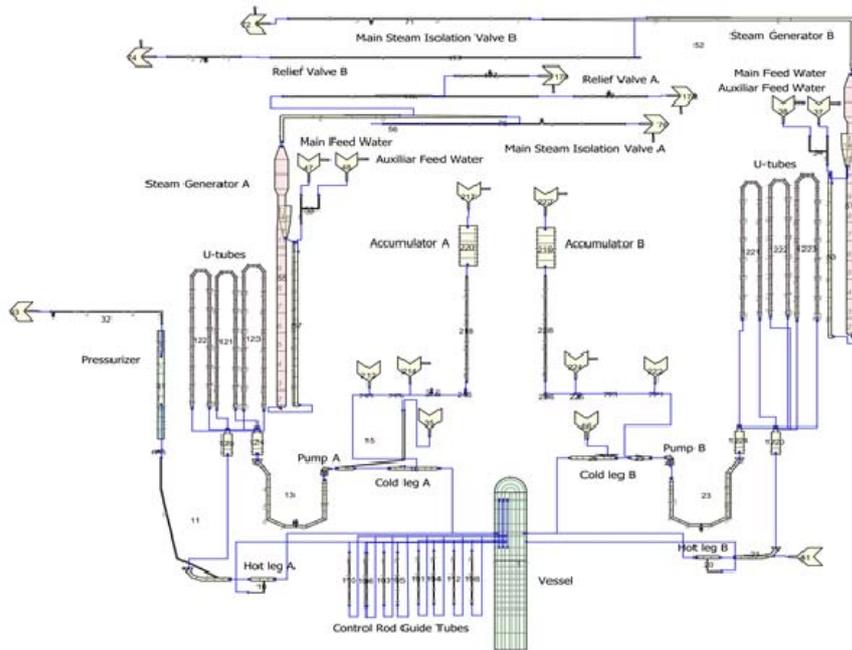


Figura 1. Nodalización del modelo de LSTF con SNAP.

Para modelar la vasija, se ha utilizado un componente 3-D VESSEL dividido en 19 niveles axiales, 4 anillos radiales y 10 sectores acimutales. Los niveles 1 y 2 corresponden al *lower plenum* de la vasija. El núcleo se sitúa entre los niveles 3 y 11. El nivel 12 simula el *upper core plate*. Los niveles del 13 al 15 caracterizan el *upper plenum* de la vasija. En el nivel 16 se encuentra el *upper core support plate*. Finalmente, el *upper head* se define entre los niveles 17 y 19. La vasija está conectada a diferentes componentes 1-D: 8 tubos guía para las barras de control (CRGTs), las ramas calientes de ambos lazos (nivel 15), ambas ramas frías (nivel 14), el canal de bypass (nivel 15) con las ramas calientes y un componente PIPE donde se conecta el componente VALVE que simula la rotura. Los CRGTs se simulan mediante componentes PIPEs que conectan los niveles 13 y 19, permitiendo el paso de caudal entre el *upper head* y el *upper plenum* de la vasija.

Para simular la rotura se ha utilizado un componente VALVE conectado a un componente BREAK, que establece las condiciones de contorno. El tamaño de la rotura equivale al 1,9 % del área de paso de la rama fría.

3. DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO

El experimento 6-1 se inicia al abrir el componente VALVE que simula la rotura. Esto provoca la caída inmediata de la presión del sistema primario alcanzándose el valor de presión que activa la señal del scram. Al activarse dicha señal se cierran las válvulas

principales de vapor (MSIVs) y se produce la parada de las bombas del sistema primario. El cierre de las MSIVs (a 0,01 NT) produce el aumento de la presión del sistema secundario, mientras que la presión del primario continúa descendiendo hasta casi alcanzar la del secundario (0,05 NT). A partir de este momento la presión del primario permanece ligeramente por encima de la del secundario.

Simultáneamente con el cierre de las MSIVs la inyección de agua principal en ambos generadores de vapor finaliza. Las válvulas de alivio de los generadores de vapor empiezan un comportamiento cíclico de apertura y cierre para mantener la presión del sistema secundario entre dos valores determinados. Mientras la presión del primario es mayor que la del secundario, existe transferencia de calor entre ambos sistemas y circulación natural. Sin embargo, cuando se vacían los tubos en U de los generadores de vapor finaliza la circulación natural y entonces la presión del primario es menor que la presión del secundario, que se estabiliza. La Figura 2 muestra las presiones y la evolución de la CET y la temperatura máxima de vaina (PCT) simuladas con TRACE5 en comparación con experimentales.

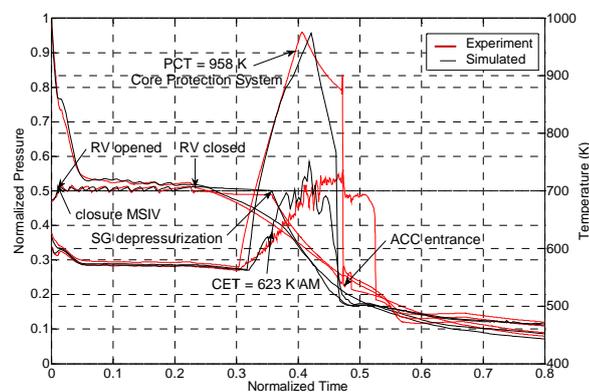


Figura 2. Presiones del sistema, CET y PCT.

Cuando la CET alcanza 623 K se abren las válvulas de alivio de ambos generadores de vapor. Cuando la PCT alcanza 958 K actúa el sistema de protección del núcleo de LSTF disminuyendo la potencia del núcleo. La presión del sistema primario continúa descendiendo y cuando alcanza un valor determinado se inicia la inyección del sistema de acumuladores en ambas ramas frías.

4. RESULTADOS

A continuación, se muestran los resultados obtenidos tras el estudio de algunas de las variables que podrían afectar en el retraso entre la CET y la PCT, como son: los caminos que permiten el paso de caudal hacia la rotura, el tamaño y la localización de la rotura. Los resultados se muestran normalizados respecto al valor del estado estacionario y el tiempo con respecto al tiempo total del transitorio (NT, *normalized time*).

4.1. Efecto de los caminos que comunican con la rotura

Estos caminos son importantes en la simulación de este transitorio ya que afectan a la distribución de refrigerante en el sistema primario. Estos caminos son el *bypass* entre las ramas calientes y el *downcomer*, los rociadores del *upper head* y los 8 CRGTs que conectan el *upper plenum* con el *upper head*. Para estudiar su efecto en la respuesta de la CET, se han considerado 3 casos hipotéticos y no realistas: caso#0= original, caso#1=sin

CRGTs, caso#2=sin rociadores, caso#3=sin bypass. En la Figura 3 se muestra el inventario de descarga y el caudal total por la rotura para dichos casos.

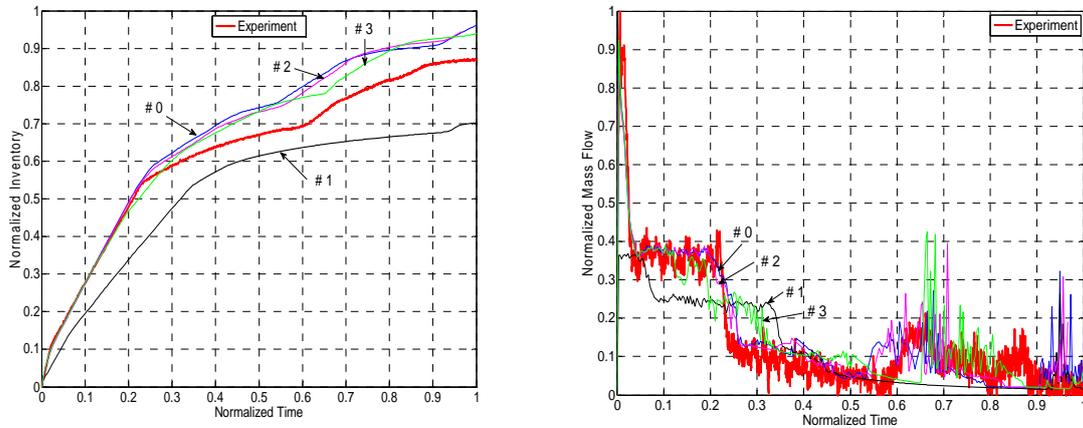


Figura 3. Inventario de descarga y caudal másico por la rotura.

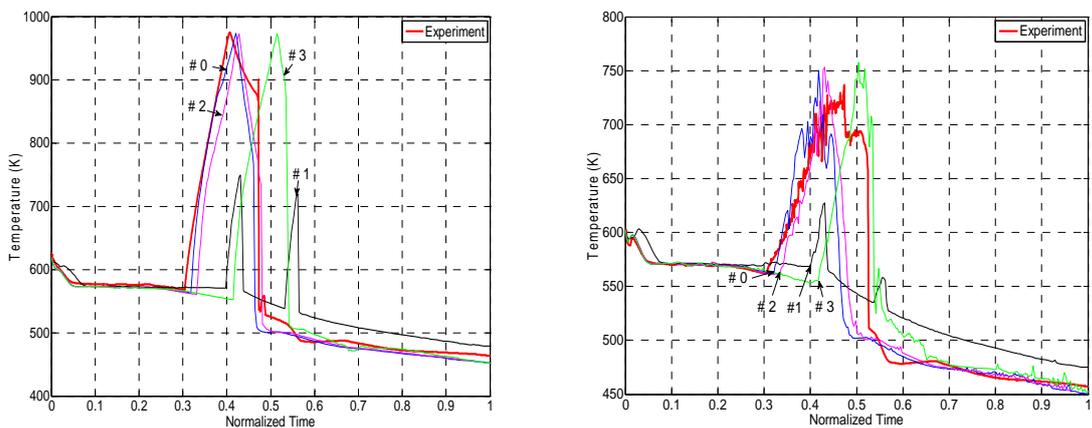


Figura 4. PCT y CET.

Cuando se eliminan los CRGTs el inventario descargado por la rotura es mucho menor y por tanto, la presión del primario se mantiene durante más tiempo sobre la del secundario. En los casos #2 y #3 no se observan diferencias. Cuando los CRGTs se eliminan, el cambio de régimen de monofásico líquido a bifásico se produce al inicio del transitorio, mientras que el paso a vapor monofásico se retrasa en comparación con los otros casos, como se puede ver en la Figura 3. Este retraso se debe a que la circulación natural se mantiene durante más tiempo. En la Figura 4 se muestra la evolución de la PCT y CET. Cuando la presión del primario es menor que la del secundario la transferencia de calor de los generadores de vapor finaliza, con lo que la única manera de extraer calor del sistema es perdiendo refrigerante por la rotura, hecho que afecta a la CET y PCT. Al eliminar los CRGTs, los máximos de la PCT y CET se reducen considerablemente. En el caso #3, el máximo valor de PCT y CET se retrasa ya que los generadores de vapor están extrayendo calor durante más tiempo, sin embargo, el valor alcanzado es similar a los otros casos.

El efecto de los tubos guía se ha estudiado considerando diferentes modelos de TRACE5 en los que se ha variado el número de CRGTs (desde ninguno hasta 8). En la Figura 5 se muestra el inventario de descarga por la rotura y la evolución de la CET y PCT

para cada caso. Como se puede ver, todos los casos reproducen el mismo comportamiento hasta 0,23 NT. A partir de este momento, en el que se produce el cambio de régimen a monofásico vapor, todos los casos predicen una mayor pérdida de inventario en comparación con el experimento excepto el caso sin CRGTs. Esto puede ser debido a la falta de un coeficiente de descarga de vapor en el modelo de *Choked flow* de TRACE5 [9]. En todos los casos la CET y PCT se comportan de manera similar, excepto en el caso sin CRGTs. Con estos resultados se puede decir que el número de CRGTs y su posición no son muy relevantes para limitar el caudal entre el *upper plenum* y el *upper head*, por lo que, tienen poco efecto en la respuesta de la CET y PCT. Sin embargo, sí que se ha comprobado la necesidad de al menos un CRGT para no aislar el *upper head*.

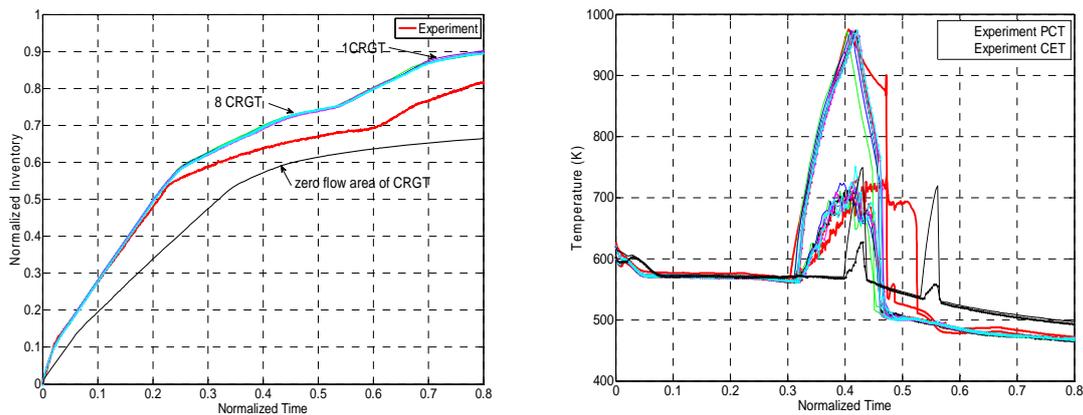


Figura 5. Inventario de descarga, PCT y CET.

4.2. Efecto de la fricción

En este apartado se muestran los resultados obtenidos tras variar los coeficientes de fricción ($fric= 0, 1, 10$ y 100) en los CRGTs y en el *bypass* entre las ramas calientes y el *downcomer*. La Figura 6 muestra la evolución de la PCT y la CET variando la fricción en los CRGTs (casos del #1 al #4). A la vista de la figura, no existen diferencias importantes en la evolución de la CET ni de la PCT y, por tanto, el efecto sobre el retraso entre ambas temperaturas es despreciable.

La Figura 7 muestra la CET, PCT y el caudal por la rotura para los casos en los que se varían los coeficientes de fricción en el *bypass* (del #5 al #8). Como se observa, el caudal que circula a través del *bypass* afecta considerablemente la evolución de dichas temperaturas. A mayor fricción, la circulación natural se mantiene durante más tiempo con lo que se retrasa la subida de la PCT. El caudal a través de la rotura muestra que aumentando el coeficiente de fricción en el *bypass*, el caudal a través de la rotura es menor y la circulación natural se mantiene durante más tiempo.

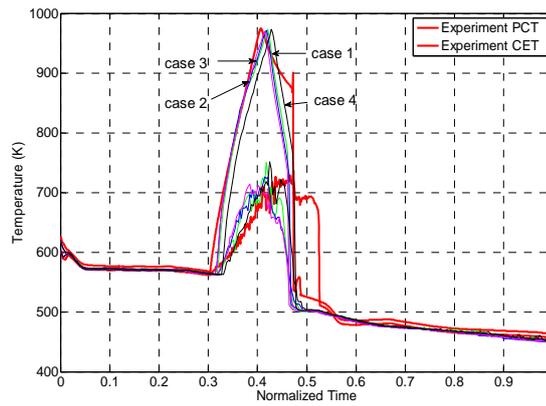


Figura 6. PCT y CET (fricción CRGTs).

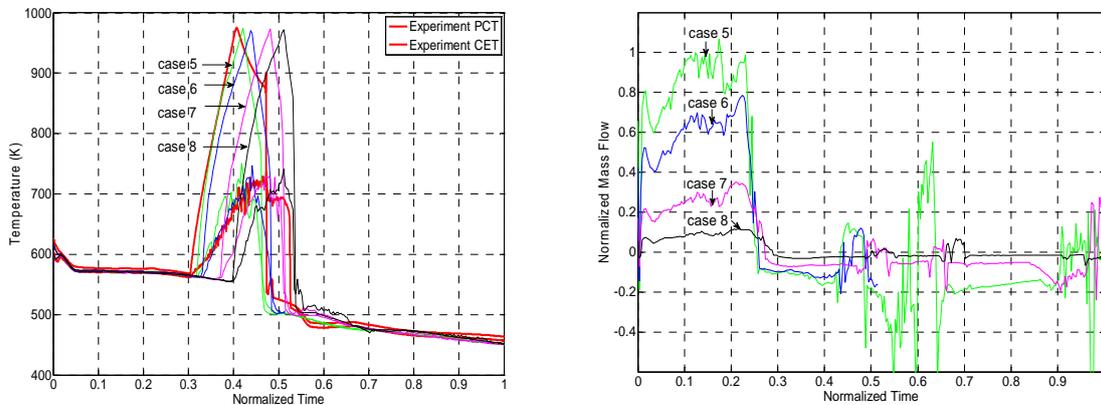


Figura 7. PCT, CET y caudal de refrigerante por la rotura (fricción bypass).

4.3. Efecto de la nodalización de la vasija

La nodalización del *upper head* y *upper plenum* también son importantes en este experimento por la localización de la rotura. Con el propósito de mejorar la mezcla en estas zonas se ha duplicado el número de niveles axiales del modelo original de la vasija. La Figura 8 muestra el inventario de descarga y la CET y PCT obtenidas para este caso en comparación con los resultados experimentales. Con una nodalización más fina se reproduce mejor el caudal de vapor por la rotura.

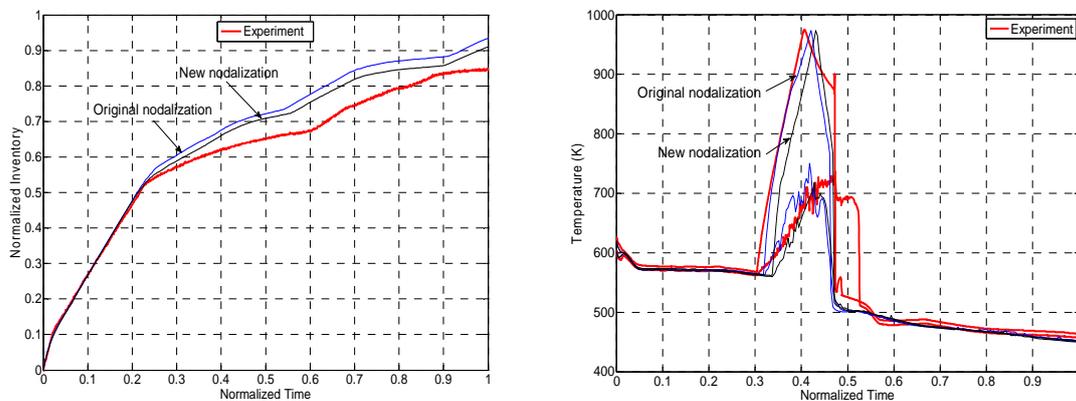


Figura 8. Inventario de descarga por la rotura, PCT y CET.

4.4. Efecto del tamaño de la rotura

Se han estudiado diversos casos en los que se ha variado el tamaño de la rotura (0,5%; 1,0%; 1,5%; 1,9%; 2,5% y 3,0%). La Figura 9 muestra las presiones y la CET y PCT para estos casos. Como se puede ver a menor tamaño de rotura, mayor retraso de la despresurización de los generadores de vapor. Esto se debe a que la subida de la CET también se retrasa.

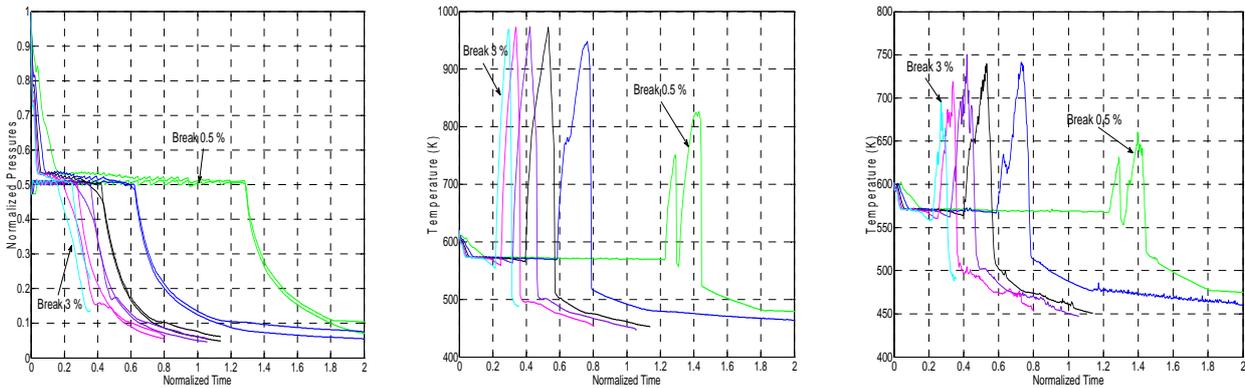


Figura 9. Presiones del sistema, PCT y CET.

4.5. Efecto de la localización del SBLOCA

Por último, se ha estudiado el efecto de la posición de la rotura variando entre los cuatro anillos de la vasija y los diferentes niveles axiales que forman parte del *upper head*, utilizando el tamaño del caso original (1,9% de la rama fría). En la Figura 10 se muestra la evolución de la CET y PCT y se observa que la posición de la rotura no afecta en su respuesta.

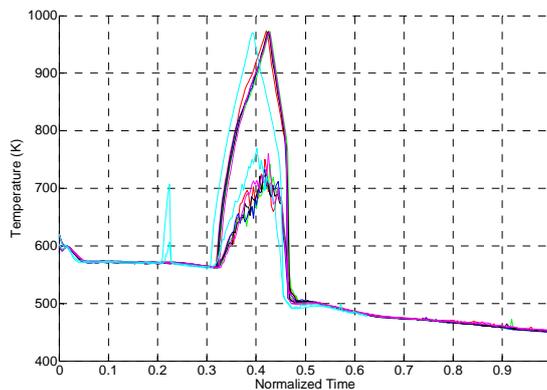


Figura 10. PCT y CET para diferentes localizaciones.

5. CONCLUSIONES

Debido a la posición de la rotura en este transitorio, los tubos guía representan el camino más importante que conecta con la rotura. El bypass entre las ramas calientes y el downcomer es también importante ya que afecta la circulación natural y, en consecuencia, a la transferencia de calor. El tamaño de la rotura tiene una relación directa con el máximo valor de PCT alcanzado. Para tamaños pequeños de rotura (1% y 0,5%) la PCT alcanza valores menores. La localización de la rotura dentro del *upper head* parece tener un efecto

limitado en la respuesta de la PCT y la CET. Con una nodalización axial más fina de la vasija se consigue mejorar la reproducción del inventario de descarga. La falta de un coeficiente de descarga para el régimen monofásico vapor podría ser la causa del exceso en el inventario de descarga simulado cuando el *upper head* está casi vacío y el vapor circula desde el *upper plenum* a través de los CRGTs.

AGRADECIMIENTOS

En este trabajo aparecen los resultados que se obtuvieron en el Proyecto Internacional OECD/NEA ROSA. Los autores agradecen al “Management Board” del Proyecto 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. OECD/NEA, “Implementing Sever Accident Management in Nuclear Power Plants”, 1996.
2. M. Suzuki, “Characteristic responses of core exit thermocouples during inadequate core cooling in small break LOCA experiments conducted at LSTF of ROSA-IV program”, Proc. of ICONE2, san Francisco, USA, Mar. 21-24, Vol. 1, 63-68, (1993).
3. Thermalhydraulic Safety Research Group, Nuclear Safety Research Center, Final Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-1 (1.9% Pressure Vessel Upper-Head Small Break LOCA Experiment SB-PV-09 in JAEA), Japan Atomic Energy Agency, Japan (2006).
4. 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).
5. Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, “Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor”, (2010).
6. 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).
7. 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).
8. Nuclear Regulatory Commission and Applied Programming Technology, 2007. Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP).
9. J. Freixa, A. Manera, “Analysis of an RPV upper head SBLOCA at the ROSA facility using TRACE”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 240, 1779-1788, (2010).