

MODELIZACIÓN DE UN GENERADOR DE VAPOR CON TRACES
C. KESHAV, S. GALLARDO, A. QUEROL, G. VERDÚ
Departamento de Ingeniería Química y Nuclear, Universitat Politècnica de València
Camí de Vera, s/n 46022 Valencia – Spain
Tlf.96 3879631 Fax:96 3877639
christophekishav@gmail.com; sergalbe@iqn.upv.es; anquevi@upvnet.upv.es;
gverdu@iqn.upv.es

SINOPSIS:

El objetivo de este trabajo es realizar mediante el código termo-hidráulico TRACE5, diferentes modelos de un generador de vapor para la simulación del transitorio correspondiente al experimento 3-2 en el marco del Proyecto Internacional OECD/NEA ROSA. El experimento 3-2, se realizó en 2007 en la instalación Large Scale Test Facility (LSTF) de la Agencia Japonesa de Energía Atómica (JAEA) el cual simula un reactor de agua a presión (PWR) tipo Westinghouse. En dicho experimento se estudia la circulación natural en condiciones de potencia. En concreto, se simulan estas condiciones cuando se produce un transitorio con pérdida de agua de alimentación asumiendo el fallo total del sistema de inyección de alta presión, pero con actuación del sistema de inyección de agua auxiliar. Se ha estudiado principalmente el efecto de la transmisión de calor en función del número de grupos de tubos en U simulados. En concreto se han realizado 4 modelos diferentes: un modelo de 3-grupos y tres modelos de 9-grupos de tubos en U para reproducir los 141 tubos de los que dispone en realidad la instalación LSTF. Los resultados muestran, que la configuración que optimiza los resultados en comparación con los experimentales, minimizando el tiempo de cálculo computacional es el modelo de 3-grupos.

1- INTRODUCCIÓN

Existe un gran interés en la investigación y el desarrollo de códigos y metodologías para el análisis de transitorios de estimación óptima con circulación natural en condiciones de potencia sin señal de scram (ATWS), ya que no existe mucha información de este tipo de eventos por las dificultades para simularlos [1 - 13].

En general, durante un accidente con pérdida de agua de alimentación (LOFW) en un PWR, la circulación natural en condiciones de potencia se produce por un fallo de la señal de scram junto con el fallo total del sistema de inyección de alta presión (HPIS) pero con actuación del sistema de inyección de agua auxiliar (AFW). Con esto se produce la circulación natural en condiciones de potencia y la entrada, en contracorriente, de líquido por la rama de caliente del presionador (PZR).

En el transitorio LOFW, la válvula de seguridad del PZR accionada eléctricamente (PORV) puede mantenerse un ciclo abierta, lo que da lugar a la pérdida continua de refrigerante primario y al inicio de la circulación natural en una fase muy temprana del transitorio. Con esto, se inicia la ebullición en el núcleo y el nivel de líquido de los tubos en U empieza a oscilar de manera significativa.

El principal objetivo del experimento es estudiar si el núcleo se enfría correctamente antes de que las presiones lleguen a la condición de casi-equilibrio y tras iniciarse el proceso automático de reducción de potencia. Además, el estudio de los fenómenos termohidráulicos relacionados con la circulación natural en condiciones de potencia sirve para validar los códigos y los modelos de análisis para un sistema integral.

En el presente trabajo se ha utilizado el código termohidráulico TRACE5 [14, 15] para realizar diferentes modelos de un generador de vapor y así simular el transitorio correspondiente al experimento 3-2 [16] dentro del Proyecto Internacional OECD/NEA ROSA.

El experimento 3-2 se realizó en 2007 en la instalación Large Scale Test Facility (LSTF) de la Agencia Japonesa de Energía Atómica (JAEA) [17]. LSTF simula un reactor PWR, tipo Westinghouse de cuatro lazos y 3.423 MW de potencia térmica, a escala volumétrica 1 / 48 y con dos lazos. En dicho experimento se estudia la circulación natural de refrigerante en condiciones de potencia.

2- DESCRIPCIÓN DE LA LSTF

En esta sección se va a realizar una descripción de la instalación LSTF. El sistema primario de refrigeración consta de dos lazos: el circuito primario A con el presionador (PZR) y el circuito secundario B simétrico al anterior. Ambos incluyen una bomba de refrigerante primario y un generador de vapor. El sistema de refrigeración secundario incluye un condensador, una bomba de agua de alimentación, las bombas auxiliares de agua de alimentación y dos sistemas generadores de vapor (SG) secundarios.

La vasija de la LSTF dispone de 8 rociadores (de 3,4 mm de diámetro interior) en la cabeza de vasija y 8 tubos guías para las barras de control (CRGTs).

Cada generador de vapor (SG) contiene 141 tubos en U agrupados en función de su longitud. Los tubos en U tienen una longitud media de 19,7 m con una altura máxima de 10,62 m y una altura mínima de 9,156 m. Todos tienen un diámetro interior de 19,6 mm y un diámetro exterior de 25,4mm (2,9 mm de espesor). Por lo que, el área total de las superficies interior y exterior, es de 171 y 222 m², respectivamente.

3- MODELOS DE TRACES

La instalación LSTF se ha modelado con 88 componentes hidráulicos (7 BREAKs, 13 FILLs, 29 PIPEs, 2 PUMPs, 1 PRESSURIZER, 21 TEEs, 14 VALVEs y 1VESSEL). Con el fin de caracterizar los procesos de transferencia de calor que tienen lugar en la instalación, se han utilizado 48 estructuras de calor (tubos en U del generador de vapor, la potencia del núcleo, calentadores del presionador y las pérdidas de calor). La Figura 1 muestra la nodalización del modelo de la LSTF utilizando SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package software).

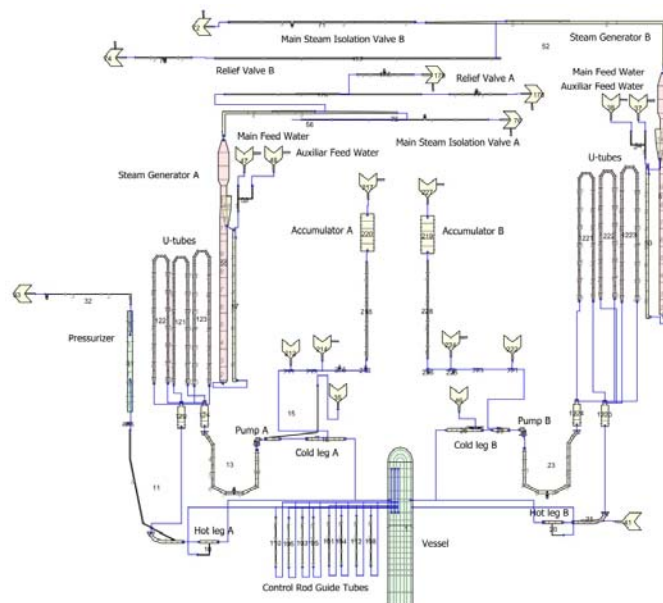


Figura 1: Modelo de la nodalización de la LSTF con SNAP.

Para modelar la vasija de presión, se ha considerado un componente 3D- VESSEL, cuya nodalización consiste en 19 niveles axiales, 4 anillos radiales y 10 sectores acimutales. Dicha

nodalización consigue caracterizar de modo aceptable las características reales de la vasija de la LSTF. Los elementos combustibles del núcleo de la vasija se han simulado utilizando 30 estructuras de calor (HTSTRs). El componente POWER simula la potencia suministrada por los componentes HTSTRs a la vasija. Las barras se han distribuido en tres anillos: 154 barras en el anillo 1, 356 en el anillo 2 y 498 en el anillo 3.

En la Figura 2 se puede observar la nodalización utilizada para el presionador del lazo A. En ella se puede observar la válvula de seguridad del PZR accionada eléctricamente (PORV) y la línea que conecta el presionador al generador de vapor y a la rama caliente de la vasija.

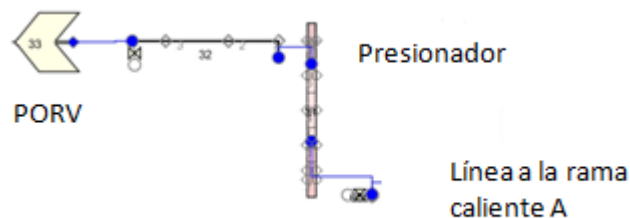


Figura 2: Modelo de la nodalización del presionador con SNAP.

Puesto que TRACE5 no dispone de ningún componente predeterminado que simule un generador de vapor su modelo (tanto de su geometría como de sus características térmicas) se ha realizado utilizando diversos componentes disponibles.

El secundario se ha modelado mediante componentes TEE. Los tubos en U se han clasificado en diferentes grupos de acuerdo a la longitud media y las características de transferencia de calor. Para el separador de vapor se ha utilizado el coeficiente de fricción (FRIC) fijado en un valor superior a 10^{22} , en un lado de la celda, con lo que solo se permite el flujo de la fase vapor a través de la interfase de la celda. La simulación de la transferencia de calor entre el primario y el secundario se ha realizado utilizando componentes HTSTR, de geometría cilíndrica con el fin de conseguir un mejor ajuste en la transmisión de calor. Las pérdidas de calor al medio ambiente se han considerado en las paredes del secundario.

En este trabajo se estudian diferentes modelos en los que se varía el número de grupos en los que dividir los tubos en U. En concreto, se estudia un modelo de 3 grupos y tres modelos de 9 grupos para ver cómo afecta la geometría del modelo del generador de vapor a la transferencia de calor.

3.1- MODELO 3 GRUPOS DE TUBOS EN U

Los 141 tubos en U del generador de vapor se han clasificado en 3 grupos de acuerdo a la longitud, el radio de curvatura y las características para la transferencia de calor. En la Figura 3 se puede observar una representación de la nodalización utilizada para dicho modelo. El modelo de los tubos en U se realiza mediante componentes PIPE que se dividen en 18 celdas.

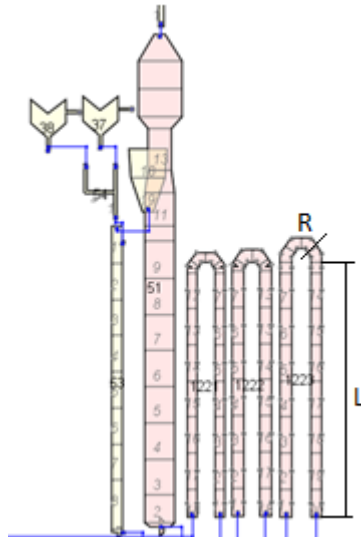


Figura 3: Nodalización del generador de vapor con 3 grupos.

3.2- MODELO 9 GRUPOS DE TUBOS EN U

A partir del modelo de 3 grupos, se han realizado variaciones en la longitud y el número de las celdas en las que se dividen tanto el primario como el secundario del generador de vapor con el objetivo de obtener tres nuevos modelos del generador de vapor con 9 grupos de tubos en U.

En la Tabla I se muestra el número de celdas en las que se dividen el primario y el secundario del generador de vapor según el modelo.

Tabla I: Número de celdas en las que se dividen el primario y el secundario de cada modelo.

Número de celdas	Modelo 3 grupos	Modelo 1	Modelo 2	Modelo 3
Primario	18	18	42	42
Secundario	18	18	42	18

En la Tabla II se muestra la longitud de las celdas del primario y del secundario del generador de vapor según el modelo.

Tabla II: Longitudes de las celdas de cada modelo.

Longitud Celdas (m)	Modelo 3 grupos	Modelo 1	Modelo 2	Modelo 3
Primario	1,282	1,332	0,444	0,444
Secundario	1,282	1,332	0,444	1,332

4- DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO

La Tabla III muestra la lógica de control del transitorio. La unidad de rotura se simula mediante la apertura de la PORV por donde se descarga el refrigerante primario que se acumula en el tanque de almacenamiento. El experimento se inicia al cerrar la inyección de agua principal. Pocos segundos después se genera la señal de scram, junto con una señal de disparo de la turbina. Simultáneamente, la velocidad de las bombas de refrigerante primario aumenta a 1.500 rpm. La señal de sistema de inyección de seguridad se genera cuando el nivel de líquido colapsado del secundario disminuye por debajo de un determinado valor (0,5 m

aproximadamente). A partir de este momento, las válvulas de alivio de ambos SGs empiezan a abrir y cerrar para mantener la presión del secundario casi constante.

Tabla III: Lógica de control y secuencia de los eventos más importantes en el experimento.

Evento	Condición
Final inyección de agua principal	Tiempo cero.
Generación de la señal de scram.	Pocos segundos después
Calentadores del presionador apagados.	Generación de la señal de scram o nivel del líquido del PZR < 2,3 m.
Inicio del descenso de la potencia del núcleo.	Generación de la señal de scram.
Inicio de la curva de parada de las bombas del primario.	Generación de la señal de scram.
Disparo de la turbina	Generación de la señal de scram.
Cierre de las válvulas principales de vapor.	Generación de la señal de scram.
Inicio de la alimentación de agua auxiliar.	Generación de la señal del SI.

Con la señal de scram se inicia la curva de descenso de la potencia del núcleo. La potencia inicial del núcleo corresponde al 14% de la potencia nominal de un PWR a escala volumétrica (1/48). Cuando el nivel del líquido del presionador es inferior a 2,3 m, se apagan los calentadores. Al mismo tiempo, se inicia la desaceleración de la bomba de refrigerante del primario siguiendo una curva de velocidad determinada. Las bombas se paran completamente durante algunos minutos después de generarse la señal de scram. Las presiones primaria y secundaria se mantienen casi constantes con ciclos de apertura y cierre de la PORV y las RVs, respectivamente, hasta el final del experimento. El sistema de protección del núcleo disminuye la potencia del núcleo automáticamente cuando la temperatura máxima de la superficie de los elementos combustibles sobrepasa los 873 K.

5- RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Las condiciones del estado estacionario obtenidas con la simulación se ajustan a los valores experimentales. Es importante destacar que en todos los casos, el error relativo máximo entre el experimento y la simulación es del 5%. Con el fin de lograr las condiciones de estado estacionario, la duración de la simulación se fija en 3.000 segundos. Las variables que aparecen en esta sección siguen los requerimientos necesarios para un análisis exhaustivo del transitorio. Los parámetros más importantes que se han estudiado para analizar la transferencia de calor de los distintos modelos del SG son: la presión del circuito primario y secundario, el inventario de descarga, los niveles de líquido de los tubos en U y del secundario del generador de vapor. En las figuras que se muestran a continuación el tiempo normalizado (TN) se ha calculado respecto del tiempo total del transitorio.

5.1- SISTEMA DE PRESIONES

La Figura 4 compara las presiones del primario y del secundario durante el transitorio. Al principio del transitorio la presión del primario aumenta debido a la alta potencia que alcanza el núcleo al cerrarse las válvulas principales de vapor tras la señal de scram. La presión del secundario rápidamente aumenta por la alta potencia del núcleo tras el cierre de las válvulas principales de vapor y porque las válvulas de alivio se mantienen abiertas durante un tiempo (de 0,005 a 0,1 TN) en ambos generadores de vapor. Después, la presión del secundario empieza a fluctuar entre los valores fijos predeterminados por el ciclo de apertura de las válvulas de alivio.

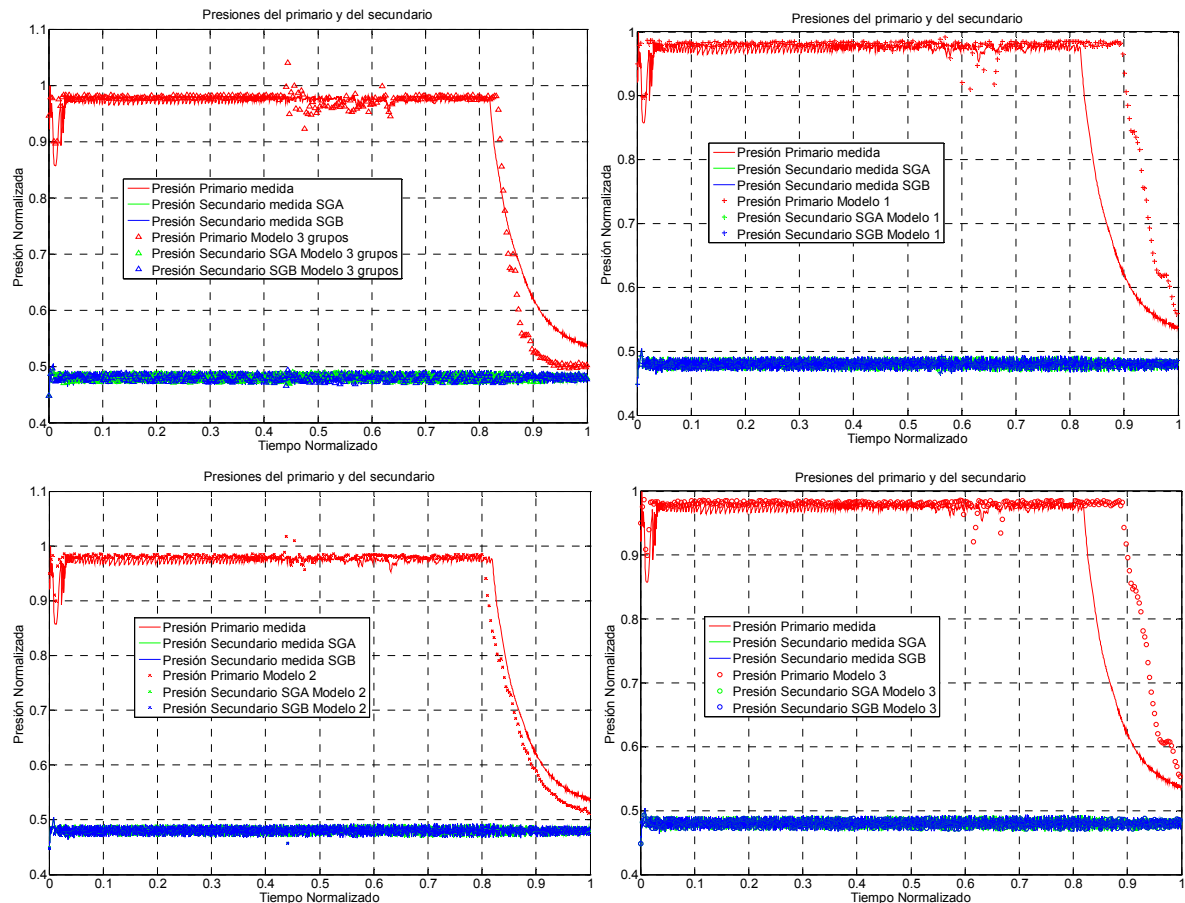


Figura 4: Comparación de las presiones del primario y secundario obtenidas con los resultados experimentales y los diferentes modelos del generador estudiados.

Cuando el nivel del líquido colapsado del secundario del SG disminuye de 0,5 m se activa el sistema AFW. Las presiones primaria y secundaria del SG se mantienen casi constantes con el ciclo de apertura de la PORV y las válvulas de alivio, respectivamente. Este comportamiento se mantiene hasta cerca del 0,84 TN, como puede verse en la Figura 4, momento en el que el sistema de protección del núcleo se acciona debido a la alta temperatura que se alcanza. En este momento, la potencia del núcleo se reduce de acuerdo a la lógica de control (Tabla III), disminuyendo la presión del primario hasta alcanzar valor de la presión del secundario y ser casi constantes, con lo que se llega a la condición de casi equilibrio con el núcleo refrigerado correctamente a 1 TN. A la vista de la Figura 4, el modelo de TRACE5 con 3 grupos reproduce adecuadamente el comportamiento general de las presiones primaria y secundaria durante todo el transitorio, hasta la caída de presión primaria a 0,83 TN. Respecto a los modelos de 9 grupos, los modelos 1 y 3 retrasan dicha caída hasta casi 0,9 TN, mientras que el modelo 2 la adelanta a 0,8 TN.

5.2- DESCARGA DE REFRIGERANTE A TRAVÉS DE LA PORV

La Figura 5 muestra el inventario de descarga de refrigerante a través de la PORV del presionador. Experimentalmente, el flujo másico a través de la PORV se obtiene midiendo el nivel del líquido en el tanque de almacenamiento. En el experimento, el nivel del líquido del tanque empieza a disminuir después de la primera apertura de la PORV, probablemente debido a la condensación del vapor en la línea de descarga y vuelve a aumentar después de la cuarta apertura de la PORV. Aproximadamente a 0,01 TN se produce un cambio de fase del vapor de bifásico a monofásico a través de la PORV.

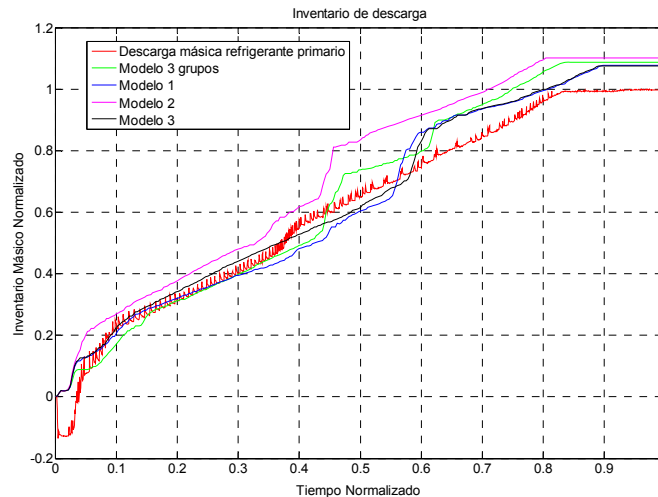


Figura 5: Comparación del inventario de descarga entre los resultados experimentales y los diferentes modelos del generador estudiados.

Los modelos de TRACE5 son capaces de reproducir las tendencias generales y el comportamiento del transitorio, aunque se observan algunas discrepancias entre los distintos modelos utilizados. La descarga de refrigerante primario a través de la PORV simulada con el modelo de 3 grupos sufre dos aumentos importantes, que no se observan en el experimento. El primer aumento se produce cuando el nivel de líquido de los tubos en U del SG empieza a oscilar (a 0,45 TN), como puede verse en la Figura 6. En este momento, la transferencia de calor entre el lado primario y secundario del SG se reduce drásticamente. A 0,6 TN, los tubos en U están completamente vacíos, y la transferencia de calor entre el primario y el secundario se reduce de nuevo. Durante el período en el que el nivel de líquido de los tubos en U fluctúa la transferencia de calor es tan pobre que se produce un aumento de la presión en el 0,45 y el 0,5 TN, como se observa en la Figura 4. El aumento de la presión primaria va acompañado de un aumento de la descarga de refrigerante a través de la PORV.

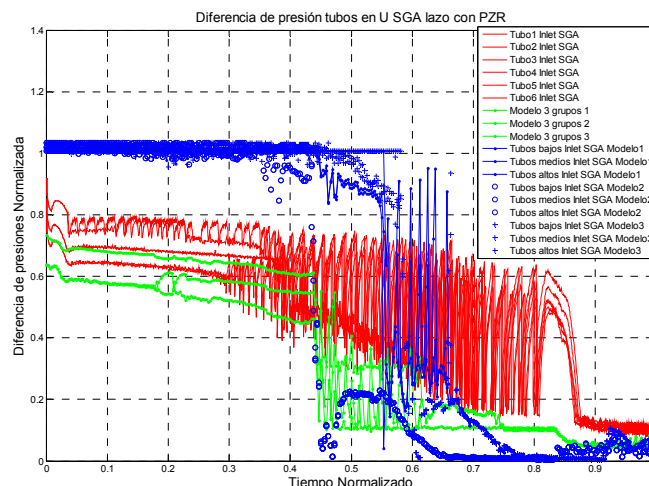


Figura 6: Diferencia de presión entre la parte superior y la inferior (inlet) de cada grupo de tubos en U del generador de vapor del lazo con PZR.

El modelo 1 de 9 grupos presenta un comportamiento similar al de 3 grupos. Aunque en este caso el primer aumento es más pequeño mientras que el segundo es mayor. Esto se debe a que las oscilaciones en el nivel de líquido de los tubos en U aparecen con retardo (0,55 TN) produciendo las variaciones de la presión primaria que se observan entre 0,6 y 0,7 TN en la Figura 4. Los modelos 2 y 3 de 9 grupos solo presentan un aumento del inventario de descarga.

El modelo 2 alcanza el vaciado de los tubos en U a 0,45 TN y de ahí la presencia de solo el primer aumento en la descarga, mientras que en el modelo 3 se retrasa la fluctuación del nivel de líquido de los tubos en U (a 0,58 TN) no apareciendo el primer aumento de la descarga y además presenta una variación en la presión primaria entre 0,6 y 0,7 TN debida a la fluctuación del nivel de líquido de los tubos en U que da lugar al aumento de la descarga por la PORV.

5.3- NIVEL DE LÍQUIDO DEL SECUNDARIO DEL SG

La Figura 7 muestra el nivel de líquido del secundario del SGA y se observa que el modelo de 3 grupos muestra un comportamiento similar al experimental. El nivel del líquido del SGA disminuye del valor de nivel de líquido normalizado (NLL) de 0,07 debido a la actuación del AFW que empieza a 0,032 TN. Después el nivel de líquido del secundario aumenta y se mantiene entre los valores de 0,04 NLL y 0,12 NLL hasta el 0,82 TN, momento en el que empieza la curva automática de descenso de la potencia del núcleo y vuelve a aumentar.

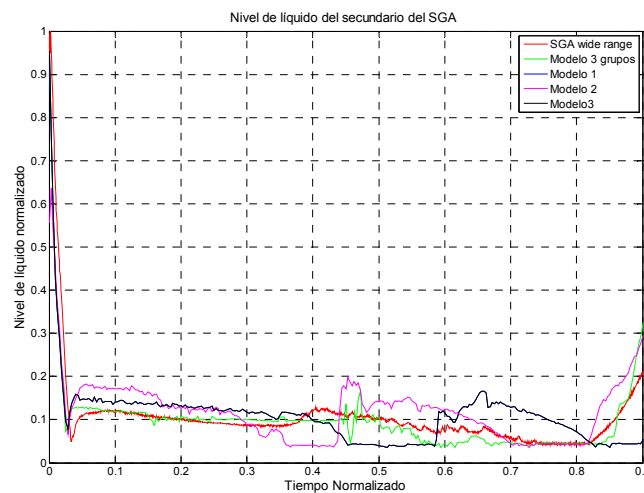


Figura 7: Nivel de líquido colapsado en el secundario del SGA.

6- CONCLUSIONES

El objetivo del trabajo es utilizar diferentes modelos de TRACE5 del generador de vapor con el fin de estudiar el efecto de la nodalización sobre la transferencia de calor durante el tiempo en el que oscila el nivel del líquido de los tubos en U.

A la vista de los resultados se puede decir que un aumento en el número de nodos del primario y del secundario del generador de vapor no implica una mejora en la reproducción del comportamiento del transitorio.

El modelo de 3 grupos es el que mejor reproduce las condiciones de circulación natural que se tienen cuando se produce una rotura en el flujo a través de la PORV sin aumentar drásticamente el tiempo de computación.

Además, dicho modelo predice la distribución de refrigerante en el circuito primario y secundario de manera adecuada, aunque suaviza las oscilaciones en el nivel de líquido de los tubos en U en comparación con los resultados experimentales.

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. S. K. Mousavian, F. D'Auria, M. A. Salehi. "Analysis of Natural Circulation Phenomena in VVER-1000". Nuclear Engineering and Design 229 (2004) 25–46. Noviembre 2003.
2. U. Bieder, E. Grafard. "Qualification of the CFD code Trio U for full scale reactor applications". Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 671–679. Febrero 2007.
3. J. Jeong, M. Hwang, Y.J. Lee, B. D. Chung. "Non-uniform flow distribution in the steam generator U-tubes of a pressurized water reactor plant during single and two-phase natural circulations". Nuclear Engineering and Design 231 (2004) 303–314. Febrero 2004.
4. S. Nakagawa, K. Takamatsu, Y. Tachibana, N. Sakaba, T. Iyoku. "Safety Demonstration Tests using High temperature Engineering Test reactor". Nuclear Engineering and Design 233 (2004) 301-308. Abril 2004.
5. Y. Ishiwatari, Y. Oka, S. Koshizuka, J. Liu. "ATWS Characteristics of Super LWR with/without Alternative Action". Nuclear Science and Technology 44 (2007) 572-589. Octubre 2006.
6. S. H. Yang, Y. J.Chung, H. C. Kim, S. Q. Zee. "Performance Evaluation of an Advanced Integral Reactor against an Anticipated Transient Without Scram". Annals of Nuclear Energy 33 (2006) 655-663. Abril 2006.
7. S. Hu, R. Wang, Z. Gao. "Transient Tests on blower Trip and Rod removal at the HTR-10". Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 677-680. Noviembre 2005.
8. H. J. Khan, H. S. Cheng, U. S. Rohatgi. "Anticipated Transient without Scram Analysis of the Simplified Boiling Water Reactor Main Steam Isolation Valve Closure with Boron Injection". Nuclear Technology 115 (1996) 22-34. Julio 1996.
9. S. J. Wang, S. H. Chang. "Use of the Chinshan Plant Analyzer for Analysis of a main-Steam-Isolation-Valve-Closure Anticipated transient Without Scram". Nuclear Technology 113 (1996) 280-290. Marzo 1996.
10. L. Rebollo. "Best-Estimate Methodology for Analysis of Anticipated Transients without Scram in Pressurized Water Reactors". Nuclear Technology 103 (1993) 49-65. Julio 1993.
11. M. A. Zimmermann. "Transient Analysis of the MSIV-ATWS in a 1000-MW (thermal) BWR-4". Nuclear Technology 100 (1992) 184-192. Noviembre 1992.
12. T. J. Liaw, C. Pan, G. S. Chen, J. K. Hsiue. "Analysis of a Main Steam Isolation Valve Closure Anticipated Transient without Scram in a Boiling Water Reactor". Nuclear Technology 88 (1989) 227-238. Diciembre 1989.
13. P. J. Jensen, K. D. Richert, J. Chao. "A Parametric Study of an Anticipated Transient without Scram in a Westinghouse Four-Loop Plant". Nuclear Technology 76 (1987) 290-302. Febrero 1987.
14. Nuclear Regulatory Commission, 2007a. TRACE V5.0. User's manual. Volume 1: Input Specification. Division of Risk Assessment and Special Projects. Office of Nuclear Regulatory Research. U. S.
15. Nuclear Regulatory Commission, 2007b. TRACE V5.0. Theory manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. Division of Risk Assessment and Special Projects. Office of Nuclear Regulatory Research. U. S.
16. Thermohydraulic Safety Research Group, Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency, 2008. Quick-look Data Report of ROSA/LSTF Test3-2 (High Power natural Circulation Experiment TR-LF-13 in JAEA).
17. The ROSA-V Group, 2003. JAERI-Tech. ROSA-V Large Scale Test Facility (LSTF) system description for the third and fourth simulated fuel assemblies.