



Alfredo LOPEZ LECHAS es Ingeniero Aeronáutico, diplomado en Ingeniería Nuclear por el IEN de Madrid. Ha trabajado en el MIT (Boston - EE.UU), en la empresa KWU (Erlangen - República Federal de Alemania), en la "Nea Data Bank" de la OECD (Saclay - París - Francia). En la actualidad presta sus servicios en Central Nuclear de Almaraz. Es autor de ponencias, artículos y manuales en las áreas de termohidráulica y computadores. Es miembro de la "American Nuclear Society" (ANS) y de la "Society for Computer Simulation" (SCS).

ANÁLISIS DE LAS DEFICIENCIAS OBSERVADAS EN LOS ESTUDIOS REALIZADOS CON EL CÓDIGO DE CÁLCULO RELAP 5/MOD. 2 Cy.36.04 Y SU COMPARACIÓN CON EL RELAP 5/MOD. 1 Y RELAP 5/MOD. 3

A. LOPEZ

ANTECEDENTES

Central Nuclear de Almaraz dispone desde el año 1984 del código de cálculo RELAP 5 como herramienta para el análisis de accidentes y transitorios. Después del accidente de TMI, el Departamento de Energía de los Estados Unidos de América primero, y la NRC después, destinaron fondos para proveer de una herramienta de cálculo "best-estimate" que fuera capaz de evaluar la respuesta de una central nuclear de potencia a los accidentes o transitorios.

Esta larga historia comenzó con códigos de la serie RELAP, TRAC y otros, y fue avanzando debido al trabajo de técnicos cualificados en diversas materias, tales como mecánica de fluidos, transmisión de calor, computadores, etc. Cada vez se fue avanzando un poco más, con el código RELAP 4 se podían calcular ciertos tipos de accidentes con pérdida de refrigerante. Con el RELAP 5 se pudo aumentar el rango de uso, aunque aún no era posible el cálculo de un gran LOCA; se podían hacer cálculos con nodalizaciones especiales de disparos de reactor y turbina y compararlos con los datos de planta; se podía simular, con técnicas especiales, el cálculo de un estado estacionario mediante el cálculo de un transitorio nulo (aspecto del que posteriormente se hablará). Se usó el código para el área de formación de operadores y para la realización de juicios técnicos acerca de la respuesta de diferentes sistemas ya instalados, modificaciones o la de nuevos sistemas a instalar.

El código de cálculo RELAP 5/MOD. 2 venía a solucionar una serie de problemas de sus predecesores, que eran, en general, los del rango de aplicación; con él es posible calcular un gran LOCA, y dispone ya de las ecuaciones de estado estacionario, así como avances en sistemas de control y otros campos.

La participación en el proyecto internacional ICAP tiene por objeto dotar a las empresas eléctricas de una herramienta de cálculo adecuada para la explotación de la central. UNESA ha reunido esfuerzos de cooperación dentro del sector, con el fin de intercambiar experiencias acerca de los rangos de aplicabilidad del código, deficiencias encontradas en el mismo y soluciones a estas deficiencias. En este marco, Central Nuclear de Almaraz ha encontrado una serie de errores que son el objetivo de este trabajo.

INTRODUCCION

En el año 1986, Central Nuclear de Almaraz comenzó a trabajar con el RELAP 5/MOD. 2 Cy36.0:0, aunque manteniendo como código "estándar" el RELAP 5/MOD. 1 Cy29. Lo primero que se acometió fue el cálculo del estado estacionario y su comparación con el código RELAP 5/MOD. 1. Los resultados fueron analizados exhaustivamente, llegando a una serie de conclusiones cor las que coinciden otros técnicos participantes en el proyecto ICAP de diferentes lugares del mundo. El presente artículo quiere mostrar estas deficiencias observadas y cuál es el motivo de que éstas se produzcan.

DEFICIENCIAS OBSERVADAS

Los cálculos efectuados han revelado entre otras, las siguientes deficiencias en las siguientes áreas del modelado de generador de vapor en el estado estacionario:

- Transmisión de calor primario/secundario en el generador de vapor.
- Inventario líquido en condiciones de estado estacionario.

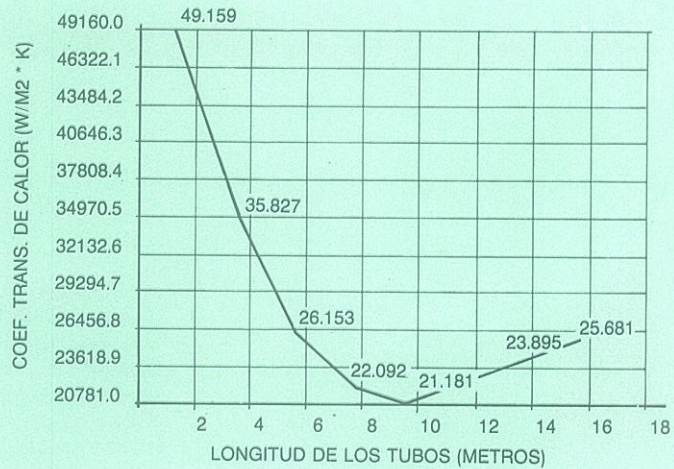
ANÁLISIS DE LA TRANSMISIÓN DE CALOR DURANTE LA OPERACIÓN NORMAL DE LA PLANTA (ESTADO ESTACIONARIO)

El RELAP 5/MOD. 2 subpredice la transferencia de calor en las condiciones de estado estacionario. Esta subpredicción está referida, naturalmente, cuando las condiciones del primario han sido calculadas correctamente.

En efecto, durante los análisis llevados a cabo por Central Nuclear de Almaraz con objeto de calcular el estado estacionario se observaron ciertas inexactitudes en el cálculo. Una serie de análisis posteriores llevaron a la conclusión, entre otras, de que el cálculo del coeficiente de transmisión de calor no era correcto. Con ayuda de las capacidades que tiene el código en cuanto a la edición de variables, se obtuvo el coeficiente de transmisión de calor en el punto medio de la estructura de calor (zona tubos/secundario). Este coeficiente ha sido representado en la figura I, donde puede observarse la variación del coeficiente de transmisión de calor, una vez que el código alcanzó el estado estacionario, a lo largo de la "U" de tubos (ocho puntos de medida). Evidentemente, la evolución esperada en el caso de un cálculo correcto es otra muy diferente. Se espera una evolución creciente en las primeras estructuras de calor como consecuencia de que el secundario pasa de fase monofásica líquida a ebullición nucleada, descendiendo el citado coeficiente cuando la ebullición está completamente desarrollada. En efecto, los "test" realizados con el código RELAP 5 MOD. 2 en función de los datos extraídos experimentalmente con el ensayo SEMISCALE muestran la diferencia existente entre el valor medido y el calculado por el código RELAP 5 MOD. 2. Estos resultados pueden observarse en la figura II, donde se compara el coeficiente de transmisión de calor medido con el calculado por el código. La causa de esta discrepancia es atribuible a que el código RELAP 5/MOD. 2 usa correlaciones de transferencia de calor que fueron desarrolladas originalmente para flujos dentro de tubos y no para flujos en haz de tubos.

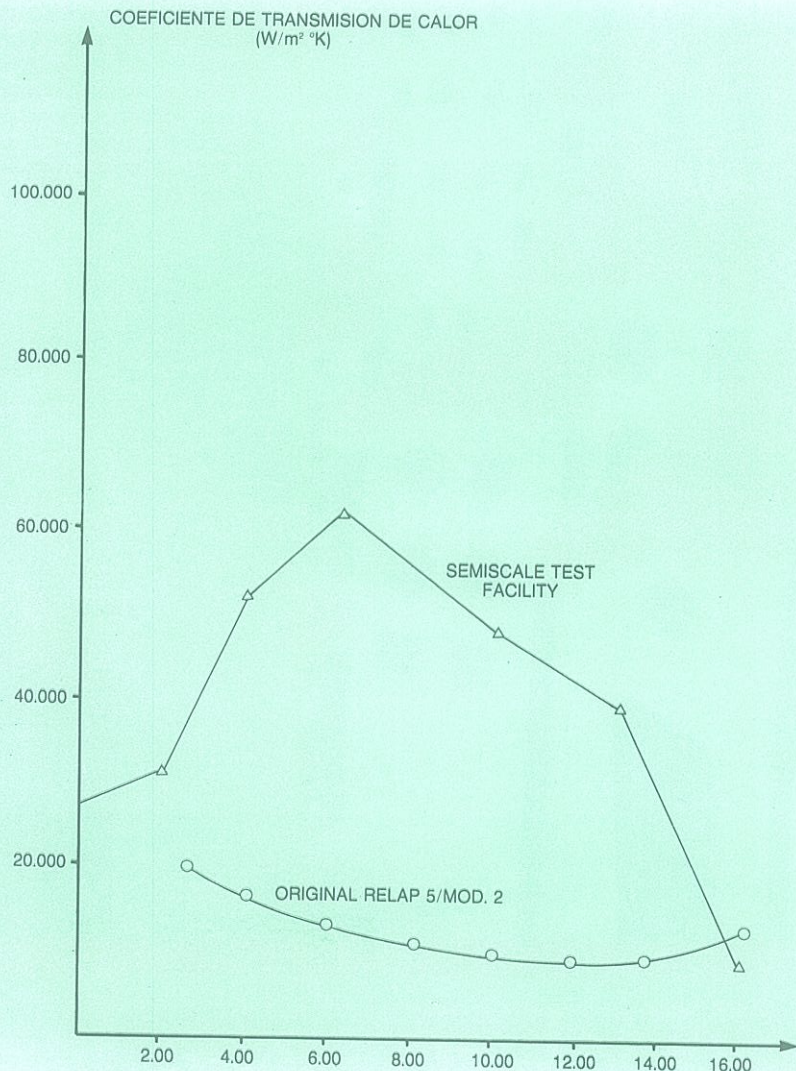
Esta inconsistencia da como resultado una predicción más baja de la transferencia de calor en el haz de tubos del generador de vapor, en donde existe un flujo de fluido a través de un haz de tubos.

Analicemos ahora cómo realiza el código RELAP 5/MOD. 2 este cálculo. Para la predicción de la transmisión de calor convectiva en un sistema se usa el coeficiente de transmisión de calor, que depende de los regímenes de flujo, es decir, de los mapas de flujo. Los regíme-



F I Análisis RELAP 5/MOD. 2 - RELAP 5/MOD. 3. Cálculos termohidráulicos CNA.

F II Distancia a lo largo de los tubos en "U" (MTS).



nes prioritarios que hay en el secundario de un generador de vapor son básicamente dos:

- Ebullición nucleada.
- Ebullición subenfriada.

El coeficiente de transmisión de calor depende básicamente de estos dos modelos o regímenes.

El código RELAP 5/MOD. 2 usa la correlación de CHEN para predecir el proceso de transmisión de calor en ebullición nucleada que tiene lugar en el generador de vapor. La correlación hace énfasis en la zona de ebullición nucleada saturada y en la región de convección forzada en dos fases. Se asume que las contribuciones de los dos mecanismos son sumables.

Es decir:

$$h_{TDF} = h_c + h_{EN}$$

En donde:

h_{TDF} = Coeficiente local total de transmisión de calor en dos fases.

h_c = Coeficiente de transmisión de calor debido a convención.

h_{EN} = Coeficiente de transmisión de calor debido a ebullición nucleada.

El coeficiente de transmisión de calor debido a convención (h_c) se calcula por Dittus-Boelter de la forma:

$$h_c = 0.023 \frac{K_L}{D} (R_{EL})^{0.8} (P_r)^{0.4} F$$

En donde:

K_L = Conductividad térmica del líquido.

D = Diámetro.

R_{EL} = Número de Reynolds de la fase líquida.

P_r = Número de Prandtl de la fase líquida.

F = Factor del número de Reynolds.

El coeficiente de transmisión de calor debido a la ebullición nucleada (h_{EN}) se calcula del siguiente modo:

$$h_{EN} = 0.00122 \frac{K_L^{0.79} C_{PL}^{0.45} \rho_L^{0.49}}{\sigma^{0.5} \mu_L^{0.29} h_{LG}^{0.24} \rho_g^{0.24}}$$

$$\Delta T_{SAT}^{0.24} \cdot \Delta P_{SAT}^{0.75} S$$

En donde:

C_{PL} = Calor específico a presión constante del líquido.

ρ_L = Densidad del líquido.

σ = Tensión superficial.

μ_L = Viscosidad.

h_{LG} = Entalpía de evaporación.

ρ_g = Densidad del vapor.

S = Factor de supresión.

El problema está en el cálculo que el código RELAP 5/MOD. 2 hace del factor del número de Reynolds (F).

El factor del número de Reynolds es un número de naturaleza hidrodinámica y cuya expresión es:

$$F = (R_{EDF}/R_{EL})^{0.8}$$

en donde:

R_{EDF} = Número de Reynolds en dos fases.

R_{EL} = Número de Reynolds del líquido.

y que se calcula mediante las expresiones:

$$F = 1.0 \quad \text{Para } \frac{1}{X_{LM}} \leq 0.1$$

$$F = 2.35 \left(\frac{1}{X_{LM}} + 0.213 \right)^{0.736}$$

$$\text{Para } \frac{1}{X_{LM}} \geq 0.1$$

En donde:

X_{LM} = Parámetro de Lockhart y Martinelli. La clave está en que el parámetro F calculado para $1/X_{LM} \geq 0.1$ no predice la transmisión de calor, la subpredice en el caso de generadores de vapor.

Trabajando sobre este parámetro se puede obtener una sensible mejora en el coeficiente de transmisión de calor (véanse las referencias 2 y 8).

Las consecuencias extraídas del trabajo realizado es que el cálculo erróneo del coeficiente de transmisión de calor se debe a la correlación de CHEN modificada, debido al coeficiente de transmisión de calor en ebullición en el lado secundario del generador de vapor.

Existen varios métodos utilizados por algunos usuarios del código para incrementar la transferencia de calor en el generador de vapor, los más corrientes son:

- Incrementar la longitud calentada o la conductividad térmica o reducir el espesor del tubo.
- Especificar un menor diámetro calentado en el lado secundario.

En Central Nuclear de Almaraz nunca se ha sido partidario de estas técnicas por las razones que a continuación se exponen:

- Si se incrementa la longitud calentada o la conductividad térmica, o se reduce el espesor del tubo, es posible llegar a un estado estacionario correcto; pero posteriormente será necesario eliminar esas estructuras especiales de calor y poner las correctas, en el caso de que se desee analizar un transitorio. En efecto, el régimen de flujo (mapa de flujo) es muy diferentes después de producirse el disparo, ya que la demanda de vapor es muy inferior y de algún

modo la cámara de ebullición puede asemejarse a una ebullición en la piscina, en donde la correlación de CHEN es más aplicable (menor velocidad). Las técnicas antes apuntadas darían como resultado un enfriamiento del primario más rápido, lo cual no estaría de acuerdo con la realidad.

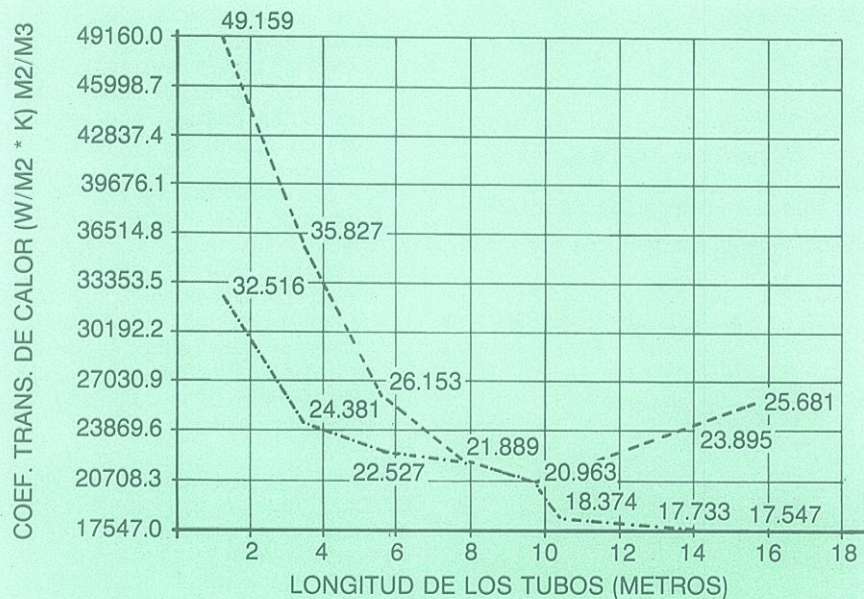
- La otra posibilidad es eliminar esas placas de calor mediante un "trip" y montar otras para el transitorio, pero entonces ¿para qué vale el cálculo del estado estacionario? En el análisis de un transitorio con disparo de turbina, si introducimos unas placas de calor nuevas, se está calculando algo diferente a lo calculado en el estado estacionario.

Cierto es que en el análisis con RELAP 5/MOD. 1 (que no disponía de la opción de cálculo de estado estacionario), Central Nuclear Almaraz calculaba un transitorio nulo con la adición de una placa de calor ficticia, con objeto de solventar el problema definido por la correlación antes citada. La placa de calor se eliminaba mediante un "trip" en el cálculo de un transitorio con disparo de turbina, pero los parámetros del generador de vapor eran los mismos. Es decir, la técnica consiste en adaptar el régimen de transmisión de calor al estado de la planta, algo que es perfectamente justificable, mientras que cambiar el problema por completo no lo es desde nuestro punto de vista.

¿Qué se espera del RELAP 5/MOD. 3? Refiriéndonos únicamente a la transmisión de calor, se espera que ésta empeore si se usa la forma estándar de la correlación de CHEN. Otras mejoras en el citado modo nos permiten usar técnicas para el cálculo del estado estacionario, que no permitía el modo 2.

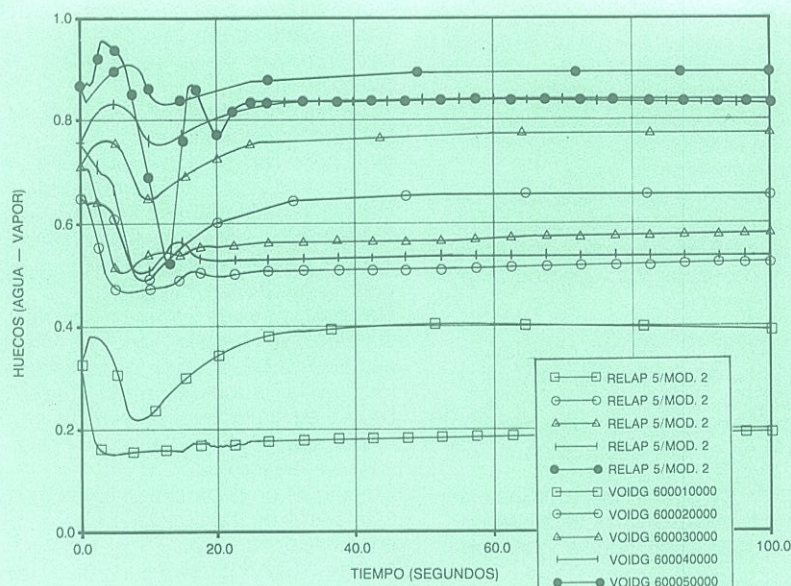
Cetral Nuclear de Almaraz ha realizado el cálculo del estado estacionario con el código RELAP 5/MOD. 3, usando como técnica la introducción de una placa ficticia de calor que se elimina con un "trip", que al mismo tiempo cierra las válvulas de turbina.

Con objeto de demostrar la evolución del coeficiente de transmisión de calor, tanto en el modo 2 como en el modo 3 del código RELAP 5, se ha dibujado en la figura III un gráfico comparativo. En la citada figura III se puede observar el coeficiente de transmisión de calor de la pared de los tubos al secundario. Hay que señalar que en este gráfico se muestra el coeficiente de transmisión de calor con los mismos datos de partida en uno y otro modo; evidentemente, nada tiene que ver la citada placa ficticiamente introducida. El gráfico de la figura III muestra las diferencias entre la correlación de CHEN modificada (RELAP 5/MOD. 2) y la correlación de CHEN estándar (RELAP 5/MOD. 3).



F III Análisis RELAP 5/MOD. 2 - RELAP 5/MOD. 3. Cálculos termohidráulicos CNA.

F IV Prueba de un lazo completo. Huecos en la cámara de subida, comparación MOD. 1/MOD. 2.



ANÁLISIS DEL INVENTARIO DEL GENERADOR DE VAPOR DURANTE LA OPERACIÓN NORMAL

El código RELAP 5/MOD. 2 subpredice el inventario de líquido en condiciones de estado estacionario, si la relación de

recirculación y el nivel de agua en el "downcomer" han sido calculadas correctamente.

Esta cuestión, desde nuestro punto de vista, se atribuye a una sobrepredicción de la fracción de huecos en el generador de vapor, que se debe a una sobrepredicción de la interfase de fricción.

Este tipo de error afecta a las predicciones acerca del nivel después de un disparo de reactor y al tiempo de secado del generador de vapor en el caso de transitorios de pérdida de agua de alimentación.

Se ha representado la evolución de la fracción de huecos en la cámara de ebullición del generador de vapor, hasta que alcanza el valor estable, como consecuencia de que ha alcanzado el estado estacionario. En la figura IV se pueden observar los valores alcanzados con el RELAP 5/MOD. 2 y con el RELAP 5/MOD. 1, todo ello con los mismos datos de entrada y con el mismo modelo. Evidentemente, se nota una discordancia entre los cálculos realizados por uno y otro código, ya que los valores alcanzados son muy diferentes.

La mayor parte de los usuarios del RELAP 5/MOD. 2 encontraron una proporción de huecos excesiva en la cámara de ebullición del generador de vapor. Este hecho fue confirmado por un sinnúmero de experimentos (véanse las referencias 9, 10 y 11). Estas experiencias confirman la sobrepredicción de la fracción de huecos en flujos en haces de tubos (Analytis y col.). En este campo trabajan Kukita (véase la referencia 12) y Hassan (referencia 13), que, en la conferencia de transmisión de calor celebrada en Pittsburgh (Pensilvania), en el mes de agosto de 1987, concluyeron que el código de cálculo RELAP 5/MOD.2 sobreestima la fracción de huecos.

El análisis de los resultados del experimento THETIS concluyó, por primera vez, que el RELAP 5/MOD. 2 sobrepredice el rozamiento entre ambas fases. Este experimento acaba su rango de aplicabilidad a menos de 20 bares, por lo que debe considerarse con cautela en la aplicación a los modelos del generador de vapor al 100% de potencia de las plantas nucleares de potencia (véase la referencia 14).

Analicemos ahora la correlación de la interfase de fricción, desde el punto de vista del desarrollo histórico primero y después desde el punto de vista del desarrollo matemático.

Desde el punto de vista histórico, la mayor parte de los trabajos de evaluación del código RELAP 5/MOD. 2 fueron comparados con ensayos en los que se analizaba la interfase de fricción en modelos en los que se habían introducido tubos calentados, pero con ebullición sin circulación de masa o a velocidades muy pequeñas, tales como los ensayos de hinchamiento en instalaciones "General Electric" o los ensayos de Dukler, con mezclas de aire y agua; también con los ensayos de reinundación de Seban, siendo una mínima parte los ensayos realizados con haces de tubos, caso, por ejemplo, de los ensayos de Flecht-Seaset.

Este aspecto es el que ha provocado la

incorrecta predicción en los perfiles de huecos en el caso de haces de tubos. Veamos ahora el desarrollo matemático. Como se ha comentado anteriormente, algunos usuarios han encontrado asimismo una sobrepredicción en el arrastre de líquido en un seno de vapor (carry-over); lo cual viene a confirmar que es la interfase de fricción la que está sobreestimada. Antes, comentaremos que Central Nuclear de Almaraz obtuvo, como modelo de flujo dominante en el generador de vapor, el de flujo de transición y, dentro de él, el flujo de tramo, ahí está el problema.

El código RELAP 5/MOD. 2 usa un coeficiente de fricción entre fases de 9,8 $(1 - \alpha_g)^3$ para la ubicación de la burbuja obtenida mediante la serie de Taylor en el caso de flujos de tramo.

En efecto, en el caso del código RELAP 5/MOD. 2, el flujo de tramo está modelado como una serie de Taylor cuya burbuja dominante está separada por líquido que contiene pequeñas burbujas. (Véase NUREG/CR-1230). Denominemos, para abreviar, a esa burbuja dominante como burbuja de Taylor. La citada burbuja tiene aproximadamente un diámetro igual al diámetro de la tubería y una longitud variable de 1 a 100 veces el diámetro de la tubería. La razón de esta variación fue pensada para pasar de flujo de tramo a flujo anular directamente, sin necesidad de construir otro modelo más para el caso de flujo anular.

Por esa razón, Yassin Hassan (véase referencia 2 y 3) recomienda disminuir el diámetro hidráulico entre tubos del generador de vapor para corregir el defecto del inventario de líquido, cuestión con la que Central Nuclear de Almaraz no está de acuerdo, como solución global del problema. En efecto, si de lo que se trata es de construir un estado estacionario únicamente, CNA podría estar de acuerdo con esa técnica, pero un estado estacionario es el punto de partida para el análisis de transitorios y todo aquel transitorio que implicase el corte de la producción continua de vapor u otros tendería a enfriar el primario a un ritmo muy superior al real, ya que calcularía incorrectamente con modelos de flujo diferentes a los de tramo.

Sigamos con el desarrollo matemático. Sean los siguientes parámetros:

α_{gs} = Fracción de huecos en la película líquida y región de tramo.
 α_g = Fracción de huecos total.
 α_b = Fracción de hueco de una burbuja de Taylor única.

La fracción de una burbuja de Taylor en el total de la mezcla es:

$$\alpha_b = (\alpha_g - \alpha_{gs}) / (1 - \alpha_{gs})$$

Shis y Mishima (NUREG/CR-1230) obtuvieron la superficie por unidad de volumen 4.5 Ct/D.

Tomando ahora la página 43 del manual del usuario del RELAP 5/MOD. 2, la ecuación del momento (82) se puede escribir en forma semiimplícita, como:

$$E_i^n V_{gi}^{n+1} - G_i V_{ti}^{n+1} = \left(\frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l \rho_g} \right)$$

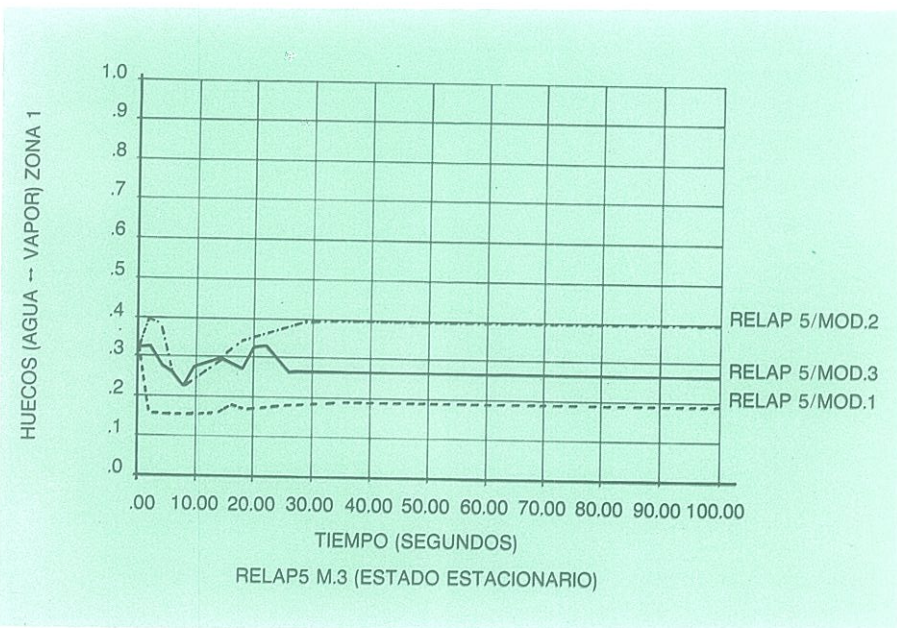
$$(P_L - P_K)^{n+1} \Delta t - (\rho F I)_i^n (V_{gi}^{n+1} - V_{ti}^{n+1}) \Delta x \Delta t + H_j^n$$

El código usa actualmente una FI de la forma:

$$FI_i^n = \left(\frac{FIJ^n}{\alpha_g \rho_g \alpha_l \rho_l} \right)_i^n V_{gi}^n - V_{ti}^n$$

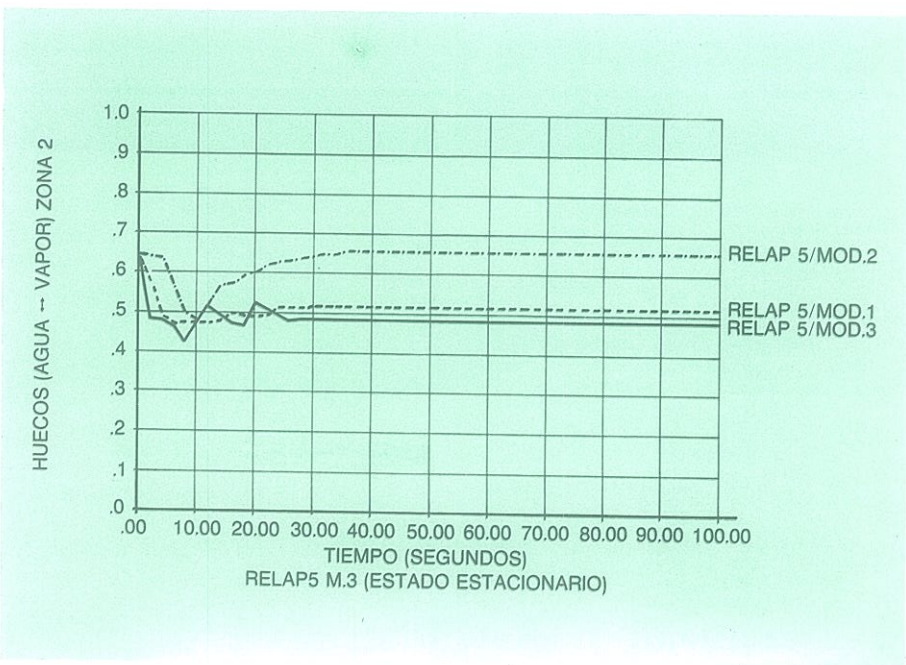
donde la FIJ es el volumen mojado medio del volumen de la interfase de fricción FIVOL (que depende del régimen de flujo) de los dos valores adyacentes. Analytis cambió el código y usó un FIVOL de la forma:

$$FIVOL = \frac{65 \rho_{g,l} \alpha_{g,l}^n (1 - \alpha_{g,l})^3}{DL}$$



F V Sección de termohidráulica. Central Nuclear de Almaraz.

F VI Sección de termohidráulica. Central Nuclear de Almaraz.



y FI de la forma:

$$FI_i^n = \left(\frac{FI_j}{\alpha_g \rho_g \alpha_l \rho_l} \right)_i^n C_{n,i} V_{g,i}^n - Co V_{l,i}^n$$

y la ecuación del momento:

$$E_i^n V_{g,i}^{n+1} - G_i V_{l,i}^{n+1} =$$

$$= \left(\frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l \rho_g} \right) (P_l - P_k)^{n+1} \Delta t -$$

$$- (\rho FI)_i^n (C_i V_{g,i}^{n+1} - Co V_{l,i}^{n+1}) \Delta x \Delta t + H_i^n$$

Para los coeficientes Co y C_i, Analytis usa:

$$Co = 1,2$$

$$C_i = \max \left(\frac{1 - Co \alpha_g}{1 - \alpha_g}, 0,7 \right)$$

Se hace necesario precisar que Analytis ha modificado en la ecuación de FIVOL el valor propuesto por D. Bestión de 28,3 a 65, ya que considera que este valor es muy pequeño para la interfase de fricción

y puede causar una sobrepredicción en el nivel del líquido.

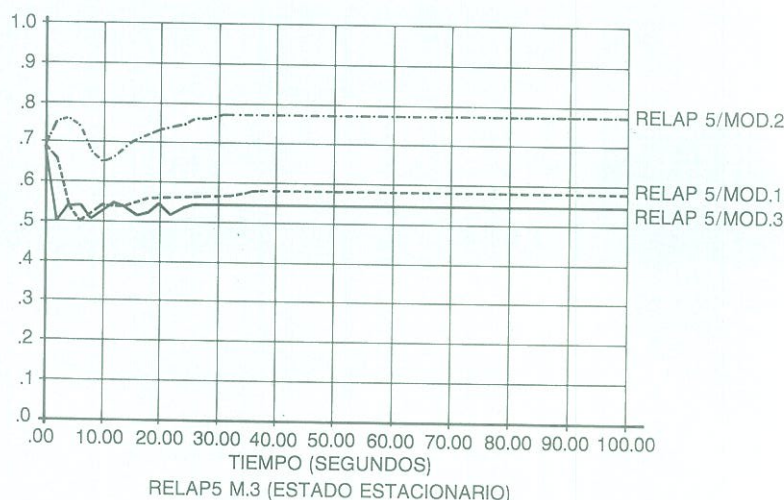
Para activar la correlación de Bestión en las primeras versiones del código RELAP 5/MOD. 3 se cambiaron las banderas de control del volumen (f e) y se incluyó una nueva bandera (b f e) para acomodar este cambio (véase manual del modo 3). En posteriores versiones se han añadido dos nuevas banderas de control del volumen; éstas quedan de la siguiente manera: (p v b f e) en donde las dos primeras son una introducción posterior. La posibilidad de activar la correlación de Bestión ha sido desestimada y hay dos posibilidades para la bandera b. Con b=0 usa una interfase de fricción propia de tuberías, y con b=1 usa una interfase de fricción en el caso de flujos en haces de tubos desarrollada por el EPRI.

Central Nuclear de Almaraz ha realizado un detallado análisis de los resultados obtenidos con los códigos RELAP 5/MOD. 1, MOD. 2 y MOD. 3; en ambos se ha partido de los mismos datos de entrada, con las adaptaciones en forma de "input" que cada código requería. Los resultados pueden ser observados en las figuras V, VI, VII, VIII y IX. Estas figuras corresponden a los volúmenes de control de la cámara de ebullición del secundario. Esta se ha dividido en cinco volúmenes de control. En la zona más baja se puede ver una gran diferencia entre los tres modos, siendo el que menos huecos calcula el RELAP 5/MOD. 1 y el que más el realizado por el código RELAP 5/MOD. 2 (véase la figura V). Comparando las figuras de la V a la IX se puede observar la interfase de fricción y los problemas de uno y otro modo. Es sumamente útil la comparación entre las zonas 3 y 4. En el modo 3 es ligeramente menor la fracción de huecos en la zona 4 que en la zona 3, y esto es lógico, puesto que el paso de la mezcla a través de la zona de la "U" de tubos deja una gran cantidad de gotas de agua, actuando como un secador, cosa que en la realidad es así, debido al efecto que se comenta (véanse las figuras VII y VIII); por el contrario, en el modo 3, después de la "U" de tubos, el contenido en líquido es menor (véase la figura IX).

Con estos cálculos realizados se ha querido visualizar la sobrepredicción del código RELAP 5/MOD. 2 en cuanto a fracción de huecos se refiere, como consecuencia de una sobrepredicción de la interfase de fricción, cuestiones ambas comprobadas en las figuras V a la IX.

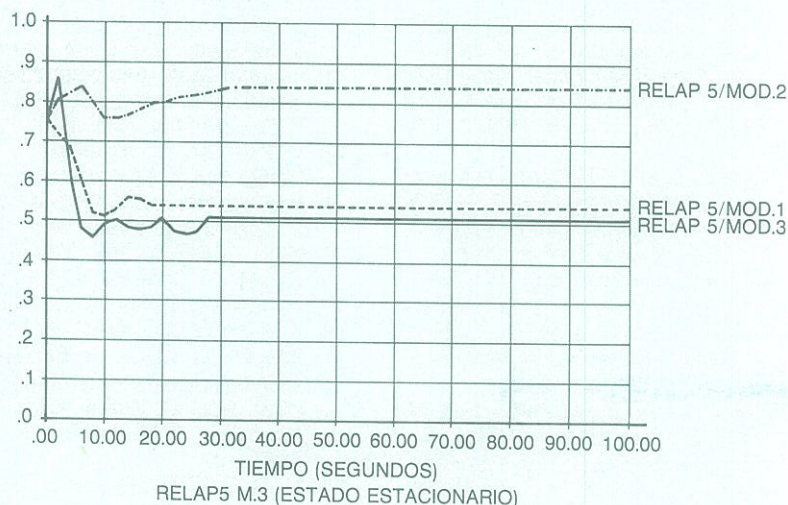
Los análisis en los que tiene efecto esta sobrepredicción de la fracción de huecos son las predicciones del nivel en el "downcomer" después de un disparo de reactor y, sobre todo, el tiempo de secado de un generador de vapor en accidentes de pérdida del agua de alimentación a los generadores de vapor.

HUECOS (AGUA → VAPOR) ZONA 3



F VII Sección de termohidráulica. Central Nuclear de Almaraz.

HUECOS (AGUA → VAPOR) ZONA 4



F VIII Sección de termohidráulica. Central Nuclear de Almaraz.

Las técnicas que se pueden usar para que el inventario de agua sea correcto es aumentar artificialmente el área fluído del "downcomer" o aumentar la relación de recirculación. También puede aumentarse el diámetro hidráulico del secundario del generador de vapor. Desde nuestro punto de vista, todas estas técnicas son difíciles de justificar.

La interfase de fricción y, por tanto, el inventario en el generador de vapor se espera que se mejore con el código RELAP 5/MOD. 3, debido a las siguientes modificaciones:

- Referente a flujo de tramo vertical fricción entre fases.
 - Basado en correlaciones "BEST-ESTIMATE" de fracciones de huecos, usando aproximaciones de deriva de flujo.
 - Las correlaciones fueron convertidas en coeficientes de fricción entre fases que pueden ser usadas en el código.
 - Inclusión de efectos de fricción entre fases y deslizantes.
 - Correlaciones para haces de tubos, tuberías pequeñas, grandes e intermedios.
 - Correlaciones especiales (EPRI) recomendados para el núcleo de varillas y secundario del generador de vapor.

EL EFECTO DEL MODELO

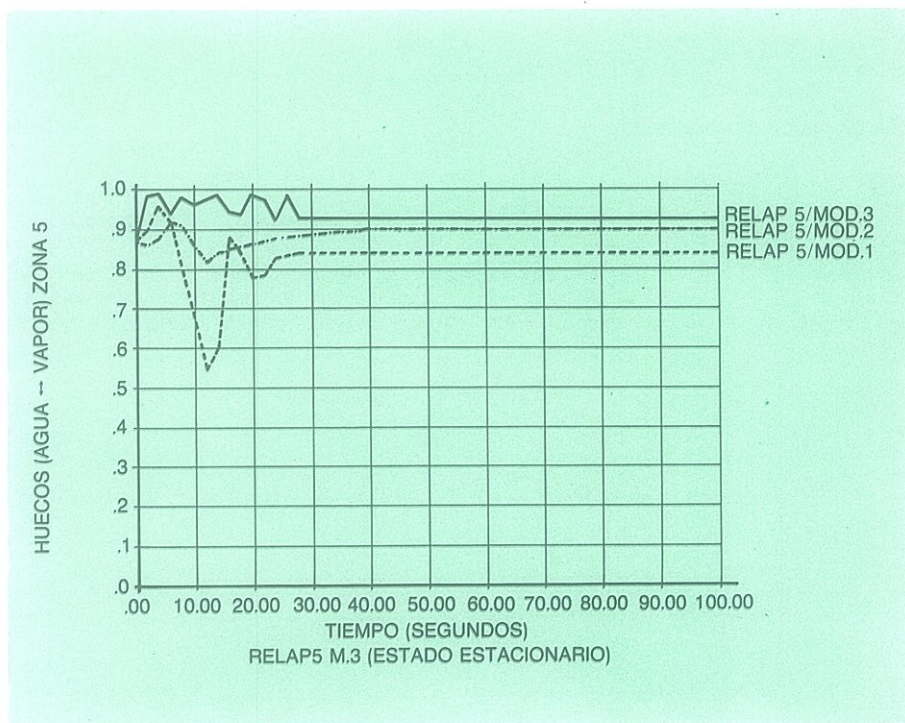
El diseño de la red termohidráulica de trabajo no ha sido hasta ahora enjuiciado, debido a la escasa experiencia en este sentido.

CONCLUSIONES

Estas son las experiencias en el campo del generador de vapor analizadas hasta ahora para CNA. Experiencias que son fruto de casi cinco años de trabajo a tiempo parcial y que son alavadas para el trabajo de modelos con el código RELAP 5/MOD. 2.

REFERENCIAS

1. P. SALIM and A. HASSAN: *Modeling and Loss-of Coolant Accident Analysis of a Nuclear Power Plant Using RELAP 5/MOD. 2* (Nuclear Technology, vol. 90, june 1990).
2. A. HASSAN and P. SALIM: *Analysis of a Nuclear Power Plant Using RELAP 5/MOD. 2 with Modified Bundle Heat Transfer Correlations* (Nuclear Technology, vol. 92, june 1990).
3. *Flow Visualization Tests and Analysis*



F IX Sección de termohidráulica. Central Nuclear de Almaraz.

- of Safety and Pressure Relief Valves (NP-2038-LD). Research Project V102-9.
4. K. LIANG, L. LIAO and Y. CHEN: *Assessment of RELAP 5/MOD. 2 using Semiscale Small Break S-NH-1. Experiment Data*. Institute of Nuclear Energy Research. 1988 National Heat Conference, july 24-27, 1988 Houston, Texas.
5. M. MOHAMED MEGAHED: *Relap 5/Mod. 2 Assessment Simulation of Semiscale MOD.-2C Test S-NH-3*. NUREG/CR-4799, EGC-2519, oct. 1987.
6. O. ROSDAHL and D. CARAHER: *ICAP Assesment of RELAP 5/MOD. 2 against Critical Flow Data Form Marviken Test JIM1 and CFT21*. Studsvick/ND-6199, july 1986.
7. P. SALIM and Y. HASSAN: *Model of a Nuclear Power Plant and Sensitivity Study on the Nodalization Scheme*. American Nuclear Society, 1988.
8. R. J. PREECE and J. M. PUTNEY: *Assessment of Steam Generator Modeling in RELAP 5/MOD. 2*. Sixth ICAP Meeting, Bethesda, Maryland, USA (25th-26th oct., 1990).
9. G. Th. ANALYTIS, M. RICHNER, M. ANDREANI and S. N. AKSAN: *Assessment and Uncertainty Identification for RELAP 5/MOD. 2 and TRAC-BD1/MOD 1 Codes Under Core Uncovery and Reflooding Conditions*. Proceedings of the USNRC 14th Water Reactor Safety Information

- Meeting, vol. 5, National Bureau of Standards, Gaithersburg, Maryland (oct. 27-31, 1986). NUREG5CP-0082-vol. 5, CONF-8610135-vol. 5, february 1987.
10. G. Th. ANALYTIS and M. RICHNER: *Effect of Bubbly/slug Interfacial Shear on Liquid Carry Over Predicted by RELAP 5/MOD. 2 During Reflooding*. American Nuclear Society Meeting, Washington D.C., nov. 16-20, 1986.
11. M. RICHNER, G. Th. ANALYTIS, M. ANDREANI and S. N. AKSAN: *Assessment of RELAP 5/MOD. 2 (version 36.02) with NEPTUN Boil-off and Reflood Experiments*. First Specialist Meeting of Code Users, International Code Assessment and Applications Program (ICAP), Erlangen, F. R. Germany, june 9-11, 1986.
12. Y. KUKITA, Y. ANODA, H. NAKAMURA and K. TASAKA: *Assessment and Improvement of RELAP 5/MOD. 2 Code's Interphase Drag Models*. 24th ASME/AICHE National Heat Transfer Conference, Pittsburgh, Pennsylvania, aug. 9-12, 1987.
13. Y. A. HASSAN and G. C. HENSON: *RELAP 5/MOD. 2 Simulation of ORNL Reflood Tests*. American Nuclear Society Winter Meeting, Los Angeles, California, nov. 15-19, 1987.
14. M. G. CROXFORD and P. C. HALL: *Analysis of THETIS Boltdown Experiments Using RELAP 5/MOD. 2*. CEBG Report GD/PE-N/576, march 1987.