

# ASIMILACION TECNOLÓGICA EN EL PROYECTO OCDE-LOFT Y SU APLICACION A LA SIMULACION DE LA CN JOSE CABRERA

Luis REBOLLO MEDRANO

## INTRODUCCION

El concepto actual de seguridad nuclear se basa en criterios de diseño, fabricación, operación y apoyo a la explotación de las centrales nucleares.

Dentro de las tareas de una organización de apoyo a una central nuclear podemos destacar el área de ingeniería y en ella el soporte en termohidráulica y análisis de accidentes.

Para cubrir este área de trabajo se requiere la disponibilidad de medios humanos y materiales apropiados para abordar los análisis requeridos. Los técnicos especialistas deben tener una profunda formación en su área y en las de interfase (neutrónica, operación, informática) y disponer de programas de cálculo y ordenadores de gran capacidad. El usuario debe conocer a fondo los fenómenos físicos que tienen lugar en el transitorio así como los modelos del código empleado, contemplando simultáneamente el rango de validez de los modelos y el escenario estudiado.

En la Generic Letter número 83-11, dirigida por la NRC a los propietarios de centrales nucleares, se constata el hecho de un interés creciente en los últimos años por parte del sector eléctrico en desarrollar sus propios análisis de seguridad para soporte a licencia de recargas, modificaciones a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, etc., en vez de contratar dichos análisis al suministrador del NSSS o del combustible.

La NRC anima a los grupos de apoyo de las centrales nucleares a realizar sus propios análisis de seguridad, ya que esto mejora notablemente su conocimiento sobre el comportamiento de la planta. Por otra parte reconoce que el empleo de grandes códigos termohidráulicos exige no sólo un proceso de validación de los programas en sí, sino de los usuarios, que deben tener suficiente competencia técnica para preparar datos de entrada representativos de sus centrales e interpretar los resultados, detectando las limitaciones de los programas de cálculo o de las técnicas de simulación empleadas en la simplificación de la planta a una nodalización.

El proceso de validación CODIGO-USUARIO consiste en demostrar que ese USUARIO tiene suficientes conocimientos como para verificar el comportamiento satisfactorio del CODIGO y detectar sus limitaciones en la simulación de instalaciones experimentales (LOFT, Semiscale, LOBI, PKL), medidas operacionales en condiciones normales y en transitorios de Centrales Nucleares de potencia u otros análisis de validación en vez de confiar en

los resultados del código validado por quien lo desarrolló.

La actitud de UEFSA a este respecto sigue estas recomendaciones y elige como programa de referencia en el análisis de la planta a RELAP-5 y como ejercicios de validación, por una parte, las medidas de estado estacionario y los transitorios más representativos ocurridos en CN José Cabrera en operación desde 1968, así como los resultados de las pruebas preoperacionales de arranque y, por otra, los resultados del experimento OCDE-LOFT-SB-3 que no es un fin en sí mismo, sino una etapa en el proceso de validación del código y cualificación de usuarios.

Entre los tres experimentos de rotura pequeña se eligió el LP-SB-3, que es el más complejo y de mayor duración, porque permite poner a prueba mucho más a fondo al código, y estudiar la sensibilidad de la instalación a la respuesta del operador en sus maniobras de recuperación de la planta en lo que sería la aplicación del procedimiento de operación de emergencia.

La integración de UEFSA en el proyecto OCDE-LOFT ha permitido a esta organización la participación en el ejercicio de validación CODIGO-USUARIO que supone el análisis del experimento.

La responsabilidad adquirida en el desarrollo de este análisis ha sido parte de un programa en marcha, que potencia el desarrollo de experiencia en el uso de códigos de ordenador de la última generación, realistas, de análisis de transitorios, ATWS y LOCA.

## TRANSFERENCIA TECNOLÓGICA EN EL PROYECTO OCDE-LOFT

### BALANCE DE LA SIMULACION DE LP-SB-3

El experimento OCDE-LOFT-LP-SB-3 (Ref. 1 y 2) ha cumplido sus objetivos que resumidos son:

- Se ha investigado el comportamiento térmico del núcleo durante una ebullición lenta con presión superior a la de la descarga del acumulador.
- Se ha demostrado la gran eficacia de la maniobra de recuperación por «alimentación y sangrado del Generador de Vapor» para mitigar las consecuencias de accidentes de pequeñas roturas en el primario sin actuación del Sistema de inyección de seguridad de alta presión.
- Se demuestra que la descarga del acumulador es eficaz para inundar el nú-



Luis REBOLLO MEDRANO es Ingeniero Industrial de la especialidad de Técnicas Energéticas (Bilbao, 1978) y Diplomado en Ingeniería Nuclear (IEN, Madrid, 1979). Ha participado como Ingeniero de Diseño en el proyecto nuclear del ciclo 10-B del reactor de la CN Santa María de Garoña en ENUSA (1980-1981). En 1981 se incorpora a Unión Eléctrica Fenosa, S. A., en donde es responsable del área de Termohidráulica y Análisis de Accidentes en la Subdirección de Producción Nuclear. Ha seguido varios cursos de especialización en ICAI, ITP, GRS, NEA y Westinghouse, asistiendo y participando en varios congresos nacionales y extranjeros siendo autor de diversas publicaciones. Ha sido responsable del grupo de cálculo español de simulación del experimento SB-3 en el proyecto OCDE-LOFT.

cleo, incluso bajo condiciones adversas de baja presión diferencial con el primario y alto contenido de huecos en la región activa.

- El acopio de información mediante los registros de la instrumentación en la instalación LOFT ha permitido el estudio profundo del transitorio y su comparación frente a la predicción de los códigos de cálculo.

Por otra parte se ha puesto a prueba el código RELAP-5/MOD-1 ciclo 18 (INEL) con una respuesta muy aceptable.

Este código permite avanzar mucho en el conocimiento de la evolución de un accidente LOCA mediante el estudio y contraste de las diversas variables termodinámicas por él calculadas.

## ASIMILACION TECNOLÓGICA DE HERRAMIENTAS DE CÁLCULO

Como consecuencia de los acuerdos NRC-CSN y a través del marco del proyecto OCDE-LOFT, UEFSa dispone del programa de cálculo RELAP-5/MOD-2 (Ref. 3) para su aplicación no comercial a estudios de seguridad nuclear.

Por otra parte, el ejercicio LP-SB-3 ha potenciado la asimilación de los conocimientos necesarios para el uso eficaz de esta herramienta de cálculo, completando el proceso de transferencia de tecnología.

Las áreas de aplicación serán los análisis termohidráulicos de estado estacionario de la planta a plena carga y a carga parcial, el análisis de transitorios operacionales, la revisión de los análisis de accidentes del Informe Final de Seguridad, con el objeto de identificar los conservadurismos inherentes a la metodología de licenciamiento empleada por el suministrador principal, la evaluación de las implicaciones de seguridad que puedan producir cambios de diseño o propuestas de modificación a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, etc.

Estos estudios pueden también ir encaminados a la optimización de la operación de la central, revisión de los procedimientos de operación normal y de emergencia, estudio de la interacción entre los sistemas de control y la dinámica normal y accidental de la planta, con el propósito de mejorar el funcionamiento de la misma y potenciar la formación de los operadores.

Por otra parte está la faceta de licenciamiento en que estos estudios pueden resolver cuestiones de seguridad, frente a organismos reguladores, permitiendo al grupo de apoyo a la central el estudio de casos paramétricos que identifiquen la sensibilidad de la evolución del transitorio frente a cada variable. Asimismo permite el análisis de escenarios diferentes a los típicos de licenciamiento con la flexibilidad total que el usuario alcanza una vez asimilada la herramienta de cálculo y la metodología de trabajo en base a una nodalización modular.

Además, los cálculos realizados con un código de este nivel pueden ser base para el ajuste de otros más sencillos y rápidos

que puedan luego servir para el estudio general de transitorios menos severos.

## CARACTERÍSTICAS DEL PROGRAMA DE CÁLCULO RELAP-5

RELAP-5 (INEL) es el último desarrollo de la serie RELAP, bajo los auspicios de la U. S. NRC. Se trata de un código avanzado de análisis de transitorios en sistemas nucleares con un modelo hidrodinámico de dos fluidos, sin equilibrio termodinámico y en una dimensión.

Este código está diseñado en forma realista en cuanto a sus modelos, y permite su utilización realista o conservadora en función de los datos de entrada correspondientes a las diversas hipótesis de cálculo.

Si los resultados se van a emplear para actividades de licenciamiento, el conservadurismo inherente al cálculo vendrá determinado por los criterios de simulación fijados por el usuario en base a hipótesis desfavorables de condiciones iniciales y de contorno, salvaguardias disponibles, etc.

Por otra parte, si los resultados van a ser la base para el desarrollo de procedimientos de operación de emergencia y entrenamiento de operadores, se deberán reflejar las condiciones iniciales y de contorno, equipos disponibles y características de los sistemas, de la forma más realista posible para que la respuesta del código sea una predicción lo más aproximada posible de la evolución del transitorio postulado en caso de producirse.

Tras el ejercicio de simulación del experimento LP-SB-3 se puede decir que RELAP-5 es un código adecuado para predecir el comportamiento termohidráulico

de un PWR bajo la influencia de un pequeño LOCA. Es evidente su idoneidad al estudio de transitorios en los que se produzca descarga bifásica a través de las válvulas de alivio o de seguridad, rotura de la línea de alimentación o vapor principal, así como de los tubos del generador de vapor.

## APLICACION A LA CENTRAL NUCLEAR JOSE CABRERA

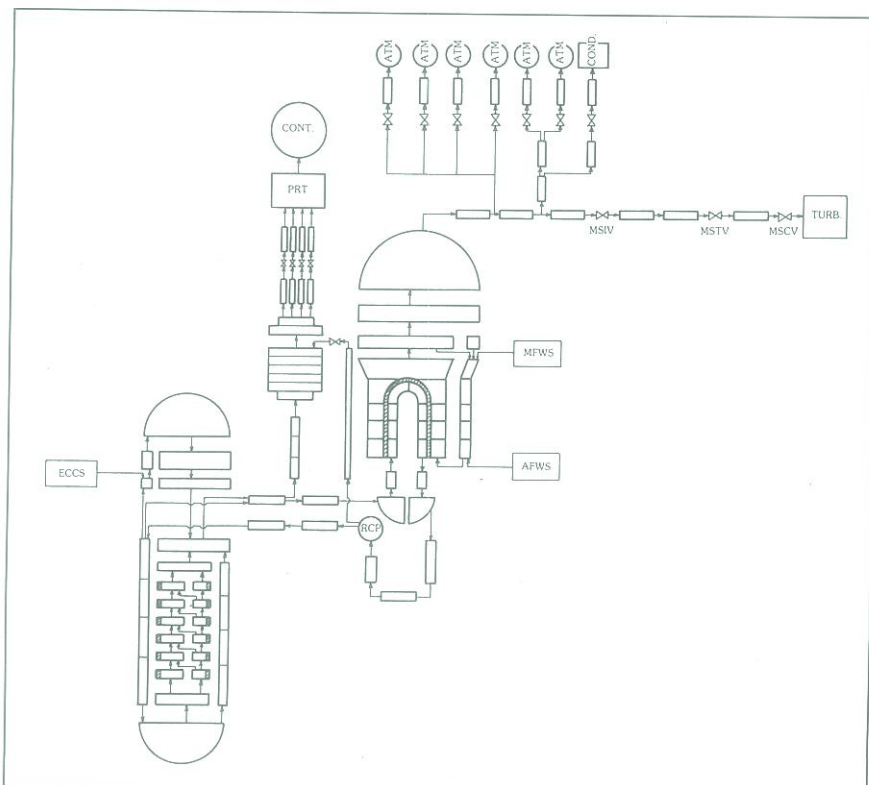
Siendo el objetivo del Proyecto OCDE-LOFT-ESPAÑA la transferencia tecnológica y su aplicación al mejor conocimiento de la respuesta termohidráulica de las centrales nucleares españolas, para mejorar su seguridad frente a sucesos adversos, se ha estudiado la aplicabilidad de la «maniobra» ensayada en la instalación LOFT como complemento a las Instrucciones de Operación de Emergencia.

Se ha tomado como referencia la central nuclear José Cabrera-Zorita (Westinghouse) realizándose las tareas de nodalización, estabilización y análisis dinámico correspondiente con RELAP-5/MOD-2. Se ha empleado la última versión disponible del programa, ciclo 36/00, en el ordenador CYBER 180/810 de UEFSa.

Antes de comenzar el análisis de la planta ha sido necesaria la creación de un «banco de datos» representativo de la misma, incluyendo:

- Definición de sistemas de fluidos y componentes.
- Sistemas de control y diagramas funcionales.

**FI** CN José Cabrera. RELAP-5/MOD-2.



- Sistemas de protección y salvaguardias.
- Características dinámicas del núcleo del reactor.

En base a este banco de datos se ha realizado la discretización espacial simplificada de los diversos sistemas en un modelo o nodalización (Fig. I).

El hecho de que los diferentes escenarios de accidente postulable requieran por conservadurismo de licenciamiento unas condiciones iniciales diferentes ha motivado el desarrollo de un Sistema Estabilizador que actuando sobre la nodalización fuerza la convergencia a las condiciones deseadas de una forma rápida y estable.

El Sistema Estabilizador ajusta la temperatura media del circuito primario, su presión, el nivel del presionador, el caudal de refrigeración del núcleo y el nivel del generador de vapor por actuación modulada de la válvula de control de vapor principal, controlador de presión del presionador, carga y descarga del Sistema de Control Químico y Volumétrico, velo-

cidad de giro de la bomba principal y Sistema de Alimentación al generador de vapor, respectivamente, para el nivel de potencia deseado.

El tipo de cada controlador (proporcional, proporcional-integral, etc.) y sus ganancias se han diseñado buscando la optimización y estabilidad en la respuesta del modelo.

Las variables libres en la estabilización son la presión y el caudal del secundario que fluctuarán convergiendo a la solución termodinámica estable.

Tanto en los análisis realistas como en los conservadores se prueba la estabilidad intrínseca del estado estacionario alcanzado previamente al análisis del transitorio. Esta prueba se realiza observando la estabilidad del conjunto al eliminar los Sistemas Estabilizadores y de Control.

### VALIDACION DEL MODELO DE CN JOSE CABRERA

Se ha definido una metodología de validación basada en el análisis de la res-

puesta de modelo, ajustado a las condiciones nominales, frente a situaciones medidas en planta.

Estas corresponden a:

- Operación normal a plena potencia y carga parcial (20, 40, 60, 70, 80, 90 y 100 %).
- Pruebas preoperacionales y nucleares.
- Transitorios sucedidos en planta desde su primera criticidad.

A título de ejemplo se incluye la Tabla I que recoge la comparación cálculo/medida en la simulación mejor estimada de la operación nominal, tras 300 s. de cálculo estabilizado y 100 s. de análisis de autoestabilidad.

La respuesta realista del sistema frente a carga parcial es también plenamente satisfactoria.

Por otra parte se deseaba comprobar la respuesta del modelo en situación de pequeño LOCA.

Los cálculos de pequeño LOCA de los análisis de accidentes del capítulo XV del Informe Final de Seguridad no sirven como referencia de comparación apropiada por el gran conservadurismo de los códigos y modelos empleados en los cálculos de licenciamiento.

Se ha realizado la simulación de la rotura en guillotina de un tubo del generador de vapor en el interior de la placa de tubos, ya que para este escenario se disponía de un cálculo realista realizado por el suministrador principal frente a todos los escenarios postulables.

Se han planteado dos escenarios:

#### a) Operación a plena carga:

Partiendo del estado estable nominal alcanzado se desea estimar el caudal de fuga que se produciría en un tubo del generador de vapor que sufra una grieta circunferencial completa quedando retenido en la placa de tubos. Se calculan dos casos correspondientes a 18" y 10" de solapamiento entre el tubo roto y la placa de tubos, que son las cotas empleadas en el análisis de referencia. (Ref. 4)

Previamente se renodaliza el generador de vapor detallándose un tubo con rotura circunferencial en la longitud comprendida en la placa de tubos, según se aprecia en Fig. 2.

Se estudia la fuga primario-secundario tratándola como SBLOCA mediante los modelos que al respecto posee el programa de cálculo, penalizándose con un coeficiente de descarga  $C_D = 1,0$ .

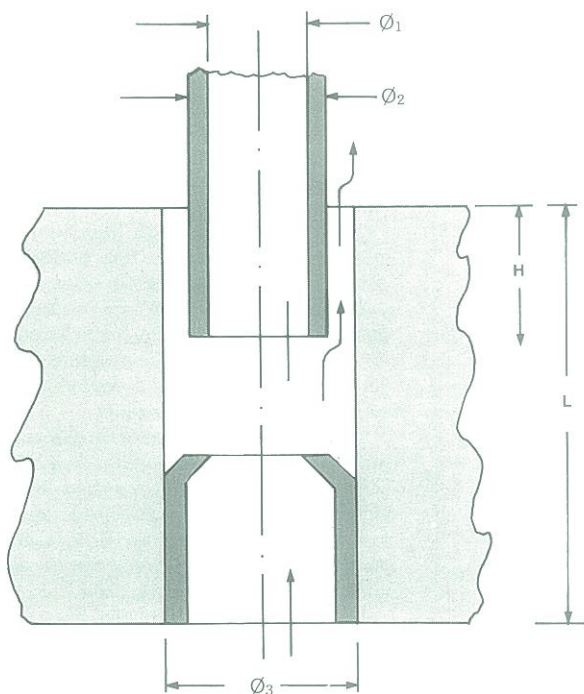
En lo que respecta a la planta, se observa que la fuga queda perfectamente compensada por la actuación del Sistema de Control Químico y Volumétrico, no detectándose desviaciones en los parámetros más representativos de la operación.

Por conservadurismo se han elegido,  $\varnothing_2$  y  $\varnothing_3$  con la máxima tolerancia de fabricación para aumentar el área del anillo de fuga. Asimismo, se ha despreciado el efecto de restricción de

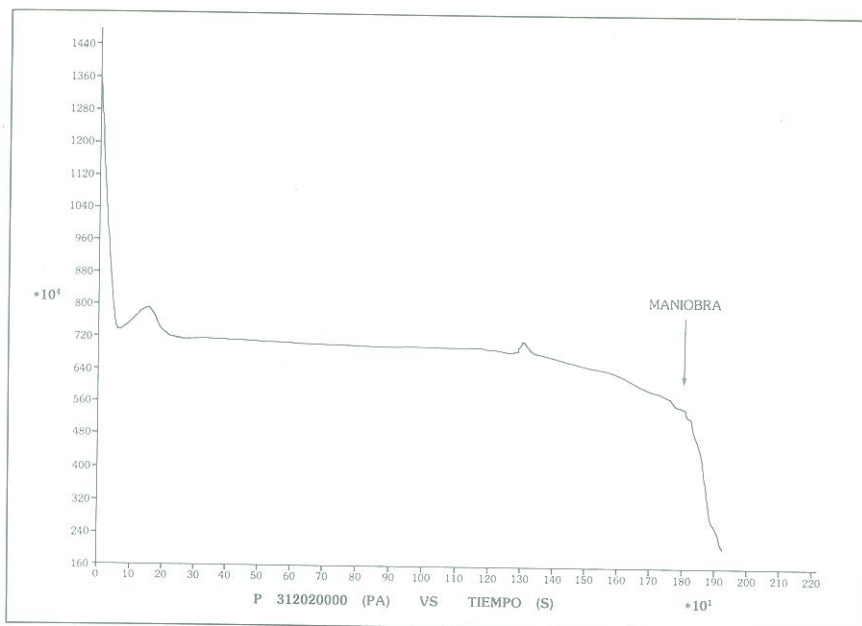
## TI RESULTADOS DEL ESTADO ESTACIONARIO

| VARIABLE                 |        | CN JOSE CABRERA | RELAP  |
|--------------------------|--------|-----------------|--------|
| Potencia del reactor     | (Mwt)  | 510             | 510    |
| Temp. media RCS          | (°K)   | 566,6           | 566,6  |
| Nivel presionador        | (%)    | 67,0            | 67,0   |
| Caudal RCS               | (%)    | 100             | 100    |
| Presión presionador      | (MPa)  | 13,820          | 13,820 |
| Presión G. V.            | (MPa)  | 4,633           | 4,632  |
| Recirculación G. V.      | (-)    | 3,34            | 3,34   |
| Caudal de vapor          | (kg/s) | 266,4           | 265,9  |
| Nivel G. V.              | (m)    | 8,68            | 8,67   |
| Temp. alimentación G. V. | (°K)   | 477             | 477    |

## F II Detalle del tubo seccionado y modelo de simulación.



$\varnothing_1 = 0,01969$  m.  
 $\varnothing_2 = 0,02223$  m.  
 $\varnothing_3 = 0,02267$  m.  
 $L = 0,56515$  m.  
 $H_A = 18'' = 0,4572$  m.  
 $H_B = 10'' = 0,254$  m.



**F III** Presión en el presionador (Pa).

caudal que produciría la porción de tubo retenida en la base de la placa de tubos.

Los análisis de pequeñas roturas (Ref. 1, 2 y 5) indican que el coeficiente de descarga real está comprendido entre  $C_D = 0,6$  y  $C_D = 1,0$  estimándose como realista el valor  $C_D = 0,80$ .

El hecho de realizar el análisis con  $C_D = 1,0$  penaliza en torno a un 20 % el caudal estimado de fuga con lo que los valores calculados de 6,82 gpm (18" de solapamiento) y 8,03 gpm (10" de solapamiento) se convierten en envolvente superior de la fuga esperable.

**b) Situación de accidente:**

Se ha identificado el accidente de rotura de la línea de alimentación al generador de vapor como el más adverso con respecto a la presión diferencial primario-secundario.

El análisis conservador realizado para este escenario con RELAP-5/MOD-2 indica un caudal de fuga máximo de 10,55 gpm.

La banda de fuga para todos los escenarios imaginables sería 6,82-10,55 gpm que ajusta muy bien con la del análisis de referencia del suministrador principal (7-10 gpm) (Ref. 4).

Los resultados obtenidos validan el modelo para la simulación del escenario del experimento OCDE-LOFT-LP-SB-3 sobre CN José Cabrera, que comparte con la instalación LOFT la característica de un lazo activo con una potencia 10 veces superior.

**ESCENARIO SB-3  
EN CN JOSE CABRERA**

El escenario SB-3 planteado en LOFT se puede resumir como una pequeña rotura en la rama fría sin actuación de componentes activos de los sistemas de refri-

geración de emergencia del núcleo y de alimentación de emergencia del generador de vapor. La mitigación del accidente se plantea en base a despresurizar el primario hasta permitir la descarga del acumulador mediante la operación de alimentación y sangrado del generador de vapor.

Dada la redundancia del Sistema de Inyección de Seguridad, este escenario sólo es postulable asumiendo la pérdida simultánea de los suministros de energía eléctrica exterior (220 y 46 kv) así como de los de emergencia (dos turbinas en Zorita hidráulica) y el generador Diesel, bajo demanda.

La frecuencia para este «black-out» total, se estima en  $F = 1,88 \times 10^{-4}$  veces en la vida de la central, con una duración máxima de 30 min. (Ref. 6).

El fallo eléctrico total conlleva el disparo de turbina-reactor, bomba de circulación del refrigerante primario y sistema de alimentación al generador de vapor.

Por conservadurismo se postula la rotura, simultánea a la pérdida total de suministro eléctrico, de una línea de conexión al circuito primario considerando un coeficiente de descarga  $C_D = 1,0$ , una distribución axial de potencia con  $F_z = 1,77$  y +40 % de A.O. y un calor residual, según ANS-5.1 (oct-73), +20 %, no dando crédito a las pérdidas de calor a contención para acelerar el descubrimiento y calentamiento del núcleo. Se hace la hipótesis de mínima presión y máxima temperatura en el acumulador para penalizar su descarga.

Se han analizado tres casos de SBLO-CA correspondientes a las roturas en guillotina de las líneas de 6" (Sistema de Extracción de Calor Residual), 2" (Ducha del presionador) y 1,5" (Sistema de Control Químico y Volumétrico) que conectan con el circuito primario en la rama fría.

La rotura de 6" no puede considerarse como pequeño, sino como mediano LOCA, ya que la extracción energética por la rotura supera al calor residual. Esto invierte el sentido de transferencia térmica en el generador de vapor y provoca la descarga del acumulador que mitiga las consecuencias del accidente antes de que comience el descubrimiento y calentamiento del núcleo. En la simulación, el acumulador descargó a los 109 s. de iniciarse el accidente.

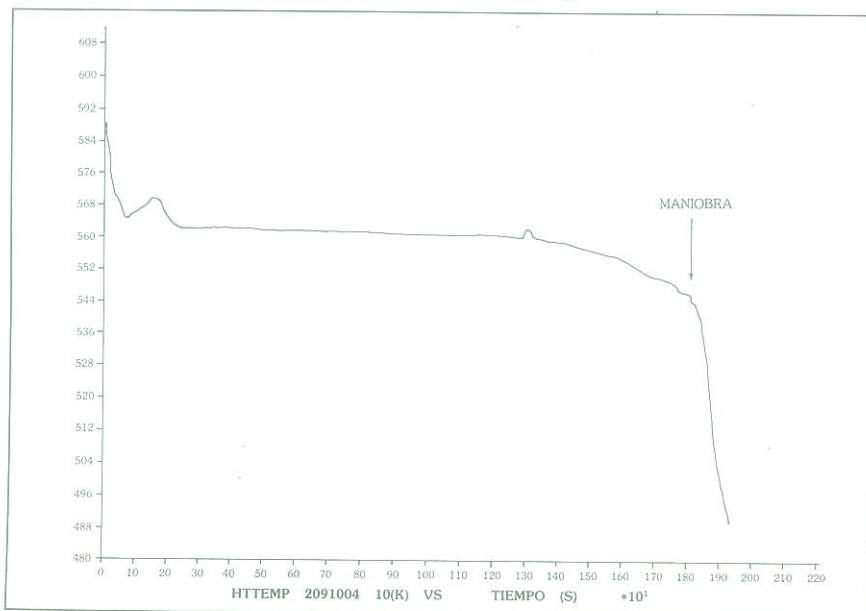
Las roturas de 2" (Figs. III y IV) y 1,5" mantienen al primario a una presión superior a la de la descarga del acumulador.

El calor residual se elimina mediante la descarga por la rotura y el volcado de vapor a la atmósfera por apertura de las válvulas de seguridad del secundario (no se da crédito a las de alivio).

Los cálculos de la evolución del transitorio indican que se dispondría de 1.800 s. (2") y 3.000 s. (1,5") para iniciar la «maniobra» recuperadora mediante la apertura total de las válvulas de alivio a la atmósfera, antes de que comience el calentamiento del núcleo por secado.

La despresuración provoca una rápida vaporización de inventario del secundario que, mediante su acoplamiento con el primario a través del generador de vapor,

**F IV** Temperatura de vaina en el punto más caliente del núcleo ( $^{\circ}$  K).



induce el enfriamiento y despresurización del mismo hasta permitir la descarga del acumulador, al que sí se da crédito por ser un elemento pasivo. De este modo se mitigan las consecuencias de este accidente, evitando el calentamiento de vainas en el núcleo, observándose en CN José Cabrera un comportamiento cualitativo análogo al de la instalación LOFT.

Hay que señalar que los tiempos indicados son muy conservadores, debido a las hipótesis de cálculo planteadas, y representan un margen de tiempo límite mínimo garantizado.

Esta aplicación de RELAP-5/MOD-2, simulando un escenario más desfavorable que los de licenciamiento, es un ejemplo de las posibilidades de una herramienta de cálculo realista en la simulación de acciones del operador en el proceso de recuperación tras un accidente. Esta capacidad será muy útil en la revisión y optimización de los procedimientos de operación de emergencia de la central.

En base a estos cálculos y al análisis de otros sucesos que conlleven despresurización del circuito primario, se ha estudiado de un modo general la ampliación del procedimiento de operación de emergencia en un reactor genérico de agua a presión.

## AMPLIACION DEL PROCEDIMIENTO DE OPERACION DE EMERGENCIA PARA PWR COMERCIALES.

Los procedimientos de emergencia actuales están basados en el crédito concedido a las actuaciones automáticas de los sistemas de emergencia (Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo y Sistema de Alimentación de Emergencia del Generador de Vapor) que garantizan el enfriamiento del núcleo en caso de SBLOCA.

Una vez obtenida la estabilización del sistema, el operador despresurizaría lentamente el secundario para mantener la tasa de enfriamiento del primario requerida por las Especificaciones Técnicas, de forma que su despresurización progresiva permita alcanzar las condiciones de actuación del Sistema de Extracción de Calor Residual que garantiza el sumidero definitivo de calor a largo plazo.

En el trabajo de D. Heij y H. Watzinger, («Small Break LOCAs Analysis, Control and Experimental Results», Kraftwerk Union AG, (KWU), Erlangen, República Federal Alemana), se hace especial énfasis en la recomendación al operador de iniciar una rápida despresurización del secundario, mediante la apertura de las válvulas de alivio, en cuanto se detecte un SBLOCA, para conseguir la correspondiente rápida despresurización del primario. Esta indicación coincide plenamente con lo experimentado en LP-SB-3, en donde quedó patente su gran efectividad.

Una vez estudiada en CN José Cabrera (W) la dinámica iniciadora de transitorios de despresurización del primario que podrían indicar al operador la existencia de

SBLOCA, se deduce de modo general para un PWR lo siguiente:

### VENTAJAS DE UNA RAPIDA DESPRESURIZACION EN CASO DE SBLOCA.

- En caso de disponibilidad completa del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo, la maniobra induciría una fuerte despresurización del primario que forzaría un mayor caudal de inyección de seguridad, enfriando e impidiendo el descubrimiento y deterioro del núcleo.
- En caso de indisponibilidad total de la inyección de seguridad de alta presión, la maniobra conseguiría despresurizar el primario hasta permitir la descarga de los acumuladores y de la inyección de seguridad de baja presión, garantizándose la refrigeración a largo plazo.

Por tanto, en caso de SBLOCA resulta ventajosa la «maniobra».

### DESVENTAJAS DE UNA RAPIDA DESPRESURIZACION EN EMERGENCIA DE UN PWR

- Existen otros sucesos diferentes a SBLOCA que producen una despresurización similar del primario y podrían sugerir al operador la existencia de SBLOCA.

Unos síntomas similares y un incorrecto diagnóstico seguido de apertura de las válvulas de alivio del secundario degradarían la evolución normal del transitorio:

- En el caso de la rotura de tubos del Generador de Vapor coincidente con la pérdida de suministro eléctrico exterior, la lenta despresurización del primario puede sugerir SBLO-

CA. La falta de suministro eléctrico exterior conlleva la indisponibilidad del condensador, con lo cual la «maniobra» volcaría vapor directamente a la atmósfera.

La fuga potencial de refrigerante primario a través de los tubos rotos contaminaría al secundario, con impacto radiológico al exterior a través de las válvulas de alivio.

- En transitorios de sobreenfriamiento del secundario, que producen un enfriamiento y despresurización del primario, la «maniobra» aumentaría el grado de sobreenfriamiento.

El caso más adverso es una rotura pequeña no aislable en la línea de vapor principal (MSLB) en la cual el sobreenfriamiento añadido por el operador con la apertura de las válvulas de alivio provocaría un aumento de reactividad por efecto del coeficiente negativo del moderador, especialmente a fin de ciclo (EOL).

En ese caso, puede perderse el margen de parada y recuperarse la criticidad y potencia en el núcleo con una distribución de potencia radial muy adversa que podría provocar DNB y dañar las vainas contaminando el refrigerante. Se produciría un impacto radiológico en el exterior a través del caudal de fuga primario-secundario en el generador de vapor.

- El sistema de Alimentación de Emergencia al Generador de Vapor actúa en algunos PWRs mediante turbobombas. La rápida despresurización del secundario dejaría inoperativo el sistema, que es fundamental para alcanzar las condiciones de alineamiento del Siste-

**F V** Ampliación del procedimiento básico de operación de emergencia en un PWR comercial genérico.

