

APLICACION DEL CODIGO COBRA IIIC/MIT-2 AL ANALISIS DEL ACCIDENTE DE PERDIDA DE CAUDAL DE REFRIGERANTE DEL REACTOR DE C. N. «JOSE CABRERA»

Luis REBOLLO MEDRANO

INTRODUCCION

Este trabajo tiene por objeto evaluar la aplicabilidad del código COBRA IIIC/MIT-2 de análisis termohidráulico del núcleo (pre y post DNB) al estudio del transitorio de pérdida de caudal por fallo eléctrico en la alimentación del motor de la bomba principal.

Se hace a continuación un chequeo de la metodología empleada frente a la de licenciamiento (Westinghouse) para verificar la idoneidad de los modelos y procedimientos aplicados con COBRA.

Se determinan las penalizaciones correspondientes a las incertidumbres de las variables que gobiernan el sistema. Estas incertidumbres están elegidas por Westinghouse de modo que aseguren una alta probabilidad con un alto nivel de confianza de que el error de medida no exceda la banda de incertidumbre.

Se analiza además un caso correspondiente a operación normal BOL-HFP-ARO Ciclo 11.

DESCRIPCION DEL ACCIDENTE

Se define el «undervoltage LOFA» como el accidente de pérdida de caudal de la bomba principal debido a un fallo eléctrico que alimenta con baja tensión al interruptor del motor de la misma. Una vez detectada baja tensión, el interruptor abre.

En el caso de la C. N. José Cabrera, la apertura del interruptor conduce a la bomba a la situación de parada, a través de un transitorio de frenado de la misma por pérdida de energía cinética (coast down), hasta llegar a su detención total, reduciéndose el caudal al correspondiente a circulación natural.

Por tratarse de un reactor de un lazo, este accidente (Complete Loss of Forced Reactor Coolant Flow) —condición III— puede plantear problemas de DNB en el núcleo, ya que si el reactor está a plena potencia en el instante inicial, el efecto inmediato de la pérdida de caudal es el aumento rápido de la temperatura del refrigerante.

Este problema se soluciona, por una parte, diseñando un volante de inercia motor-bomba que garantiza una ralentización lenta del caudal una vez perdida la alimentación eléctrica y, por otra, protegiendo al reactor a través de un disparo por baja tensión en los bornes del motor, provocando la caída de barras y forzando la parada para garantizar la integridad de la vaina de la barra combustible (primera barrera de los productos de fisión).

El aumento de temperatura del refrigerante provocaría DNB con el consiguiente daño a la vaina si el reactor no se disparase con rapidez.

Una vez detenida totalmente la bomba se alcanza un estado de parada caliente quedando refrigerado el reactor por la circulación natural producida por el efecto de sifón del foco caliente (calor residual del núcleo) y del foco frío (generador de vapor), que es suficiente para extraer la potencia residual generada por el núcleo sin dañar al combustible o la vaina.

El análisis se centrará por tanto en demostrar que $DNBR \geq 1.3$ durante el transitorio, para cumplir con el criterio de Condición III y proteger a la vaina.

Al detectarse baja tensión se genera una señal de disparo de reactor que conlleva un retardo hasta que las barras de control y parada comienzan a caer.

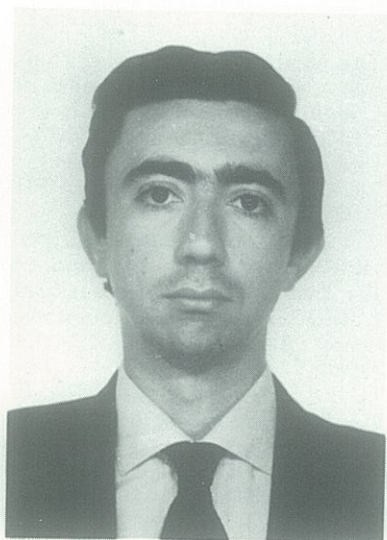
Existe una señal de disparo del reactor debido a bajo caudal que de forma redundante refuerza la señal generada en un principio por baja tensión.

De este modo, el reactor queda perfectamente protegido frente al accidente (undervoltage LOFA).

PROGRAMA DE CALCULO EMPLEADO

Se ha analizado el accidente empleando el código COBRA IIIC/MIT-2 puesto a punto en el ordenador IBM-4341 de Unión Eléctrica FENOSA con algunas modificaciones. Este código realiza el análisis por subcanales de reactores nucleares tanto en estado estacionario como en transitorios. Calcula caudales y entalpías en los subcanales de elementos combustibles con barras incluyendo efectos de flujos cruzados. El análisis por subcanales es un método universalmente reconocido como *standard* para evaluar el comportamiento en estado estacionario de haces de barras combustibles en malla cuadrada como es el caso de un PWR (5). Del mismo modo, es de interés su aplicación en transitorios (6). La mayor parte del análisis de seguridad de un PWR se relaciona con la respuesta transitoria del núcleo del reactor y del combustible siguiendo transitorios operacionales y potenciales situaciones accidentales.

El análisis de estos transitorios con métodos de análisis en una dimensión no es suficiente. Se requiere la aplicación de técnicas sofisticadas de análisis multidimensional que proporcionan un conocimiento más detallado del comportamiento termohidráulico del reactor durante el transitorio.



Luis REBOLLO MEDRANO es Ingeniero Industrial de la especialidad de Técnicas Energéticas por la ETSII de Bilbao (1978) y Diplomado en Ingeniería Nuclear por el Instituto de Estudios Nucleares (JEN, Madrid, 1979).

Ha participado como Ingeniero de Diseño en el proyecto nuclear del ciclo 10-B del reactor de C. N. Sta. M.ª de Garoña (NUCLENOR) en la Empresa Nacional del Uranio, S. A. (1980-1981).

En 1981 se incorpora a la Sudirección Nuclear de Unión Eléctrica Fenosa, S. A., siendo responsable de las áreas de Termohidráulica y Análisis de Accidentes de reactores PWR (C. N. José Cabrera y C. N. Trillo).

Ha seguido diversos cursos sobre Termohidráulica y Análisis de Transitorios y Accidentes en reactores PWR dirigidos por ICAI, ITP y Westinghouse.

Es responsable del grupo de cálculo del experimento OECD-LOFT-SB-3 en España, simulado con el programa de cálculo RELAP-5.

El empleo de modelos de transferencia de calor en la barra combustible acoplados a los modelos de análisis por subcanales proporciona un medio más completo de realizar el análisis termohidráulico del núcleo, elementos combustibles, subcanales y barras de combustible.

De este modo se consigue mayor detalle en la distribución transitoria de temperaturas, empleando las correlaciones apropiadas de transferencia de calor. Así se evita la penalización en los resultados que arrastra el tratamiento desacoplado de barras y subcanales.

El código COBRA IIIC/MIT-2 realiza el cálculo de caudales y entalpías en subcanales, hasta 300, empleando un modelo matemático que resuelve las ecuaciones de conservación de la masa, la energía y la cantidad de movimiento, la ecuación de estado y considera flujos cruzados entre subcanales.

Cada subcanal contiene un flujo monodimensional en dos fases separadas con razón de deslizamiento. Se supone que esta estructura en dos fases es suficientemente fina para definir la fracción de huecos como una función de la entalpía, tasa de flujo, flujo calorífico, presión, posición y tiempo (se emplea la correlación subenfriada de huecos [Levy]).

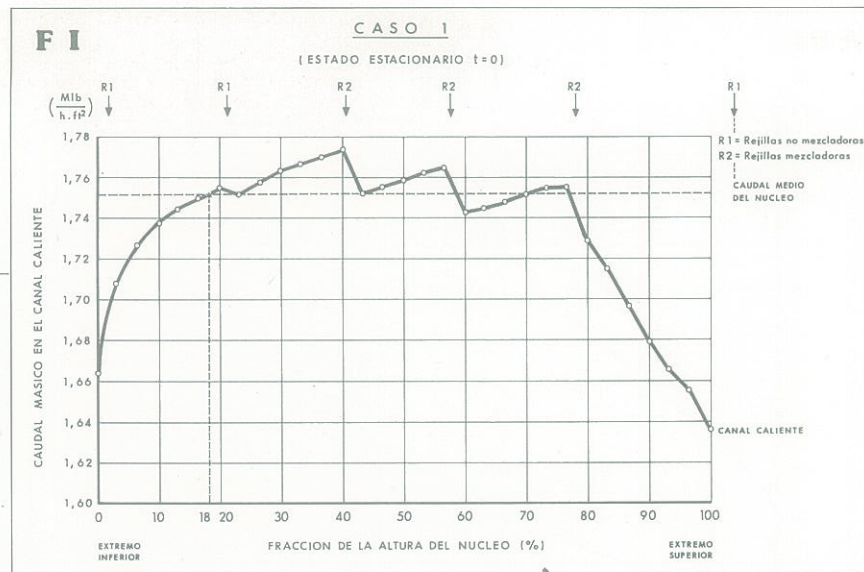
Se asume que las correlaciones de estado estacionario estudiadas para flujo bifásico son directamente aplicables a transitorios.

Las ecuaciones del modelo matemático que simula el fenómeno físico del transitorio termohidráulico se resuelven por medio de un modelo semiexplícito de cálculo numérico en diferencias finitas.

Para más información sobre el código ver (1).

El transitorio queda definido a través de cuatro funciones temporales que definen presión, temperatura de entrada, caudal de entrada al núcleo y potencia nuclear generada en el interior de las barras combustibles.

La definición del reactor requiere datos de geometría, materiales, posición de rejillas y tipo de las mismas, distribuciones radiales y axiales de potencia, distribución radial de caudal a la entrada del núcleo, caudal bombeado, presión del sistema, temperatura del agua a la entrada, fracción de bypass, nivel de potencia, factores tecnológicos, así como la elección de correlaciones para el cálculo de transferencia de calor, fracción de huecos, razón de deslizamiento, pérdidas de presión, flujo calorífico crítico in-



cluyendo efecto de pared fría, modelos de mezclado, etc.

También requiere datos que afectan al criterio de convergencia del caudal, número máximo de iteraciones hidráulicas, espaciado axial Δz y temporal Δt .

El código tiene implementadas las ecuaciones de estado del combustible y del refrigerante, y así obtiene los datos necesarios para la resolución temporal de las ecuaciones en función del valor de las variables termodinámicas del sistema.

La gran ventaja del código es el hecho de tratar simultáneamente canales de diferente sección. De este modo se puede simular con gran detalle el elemento combustible en que se produce el mínimo DNBR, descendiendo al detalle de barras de combustible y tubos guía de barras de control e instrumentación (efecto de pared fría).

Los elementos combustibles en que no es necesario un gran detalle de

cálculo se pueden tratar de forma homogeneizada e incluso agrupar varios elementos combustibles en zonas de núcleo homogeneizadas.

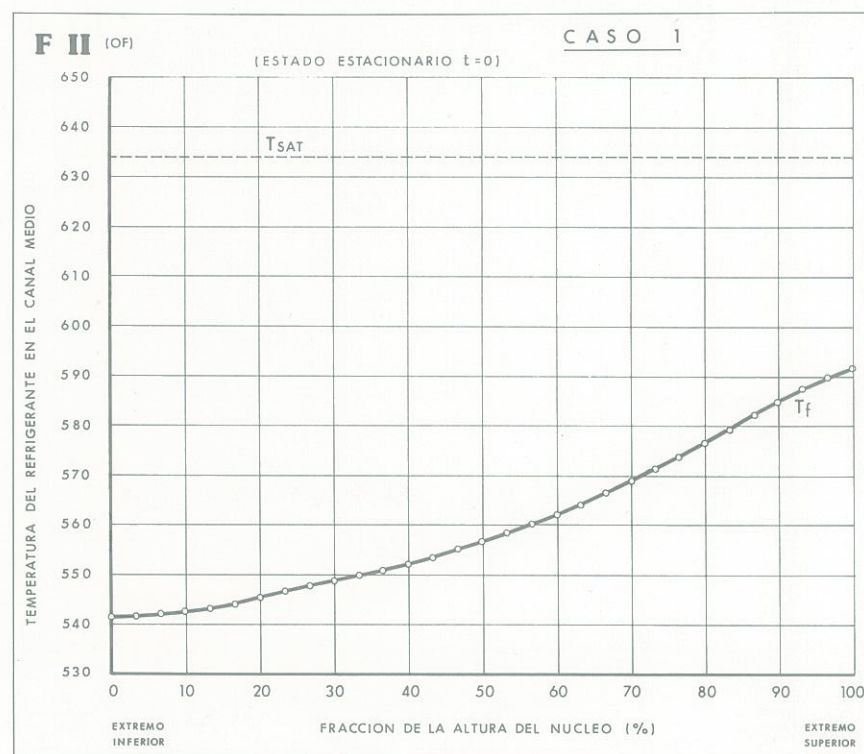
La limitación inicial del código es de 300 canales, aunque ésta puede aumentarse modificando la memoria disponible requerida por el programa.

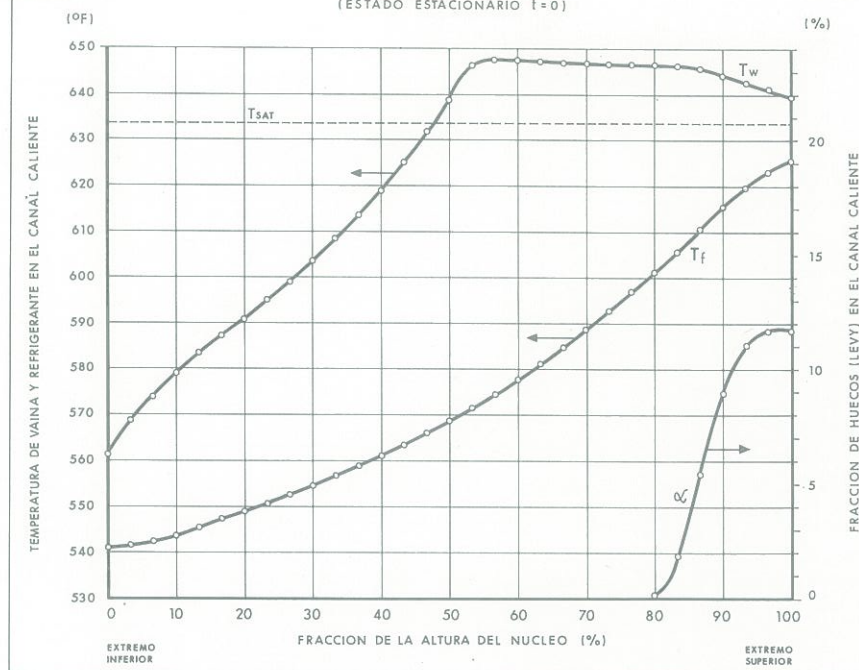
La flexibilidad en los modelos homogéneo/discreto de los elementos combustibles del núcleo, junto con la posibilidad de reducir el modelo total por razones de simetría, consigue un ahorro en XY que permite obtener más detalle axial y temporal (ΔZ y ΔT) con el mismo coste de ordenador.

APLICACIONES

METODO DE ANALISIS DE LICENCIAMIENTO

● Este transitorio requiere el uso de un programa de cálculo que estudie la



(ESTADO ESTACIONARIO $t=0$)

cinética nuclear del reactor $q'''(t)$, teniendo en cuenta los efectos de realimentación (Doppler, moderador, huecos) y la función de disparo (mediante la simulación de la antirreactividad en función de la posición de las barras de control y parada, y la curva cinética de caída de barras), así como vida media de neutrones inmediatos, fracción de neutrones diferidos β y constante de desintegración de precursores λ .

● La función $q'''(t)$ alimenta a un cálculo de transmisión de calor en la barra combustible acoplada al caudal de

coast-down elegido, obteniendo el flujo calorífico $q''(t)$ durante el transitorio.

● La última etapa calcula el DNBR durante el transitorio basándose en todo el conjunto de datos obtenidos, aplicando la correlación W-3 normal y la de pared fría para determinar el mínimo en cada caso [MDNBR (t)].

En la metodología de cálculo de Westinghouse estas etapas se cubren con el uso de los códigos LOFTRAN (primera etapa), FACTRAN (segunda etapa) y THINC (tercera etapa). Como el objeti-

vo de este trabajo es evaluar el comportamiento del código COBRA IIIC/MIT-2 frente a transitorios se ha decidido, para identificar de forma aislada sus posibilidades, emplear como $q'''(t)$ la generada por Westinghouse con LOFTRAN (cinética puntual) en el análisis del FSAR correspondiente a este accidente. El acoplamiento de los modelos de transferencia de calor en la barra combustible a los modelos de análisis por subcanales permite al código COBRA IIIC/MIT-2 el cálculo simultáneo de las etapas segunda y tercera, es decir, el equivalente a la cadena FACTRAN + THINC.

Condiciones iniciales

El análisis requiere, por conservadurismo, la elección de las condiciones iniciales más limitativas considerando los errores de instrumentación y calorimétricos, estando la planta operando en condiciones nominales y sin violar las Especificaciones Técnicas (2).

Este accidente puede tener problemas de DNB, por tanto, las condiciones iniciales supuestas son las más adversas con respecto al DNB, 102 % de potencia (2 % de error calorimétrico), máxima temperatura media del refrigerante (4° F de incertidumbre), mínima presión del sistema (30 psia de incertidumbre) y mínimo caudal del primario en estado estacionario (75.000 GPM, caudal de diseño termohidráulico) (3 y 4).

La situación de baja tensión eléctrica en la alimentación al motor de la bomba principal se produce en $t=0$ seg., y le sigue un «coast-down» del caudal, generado conservadoramente por LOFTRAN.

Se supone un tiempo conservadoramente alto (1,2 seg.) de retraso desde que se produce señal de disparo hasta que las barras comienzan a caer.

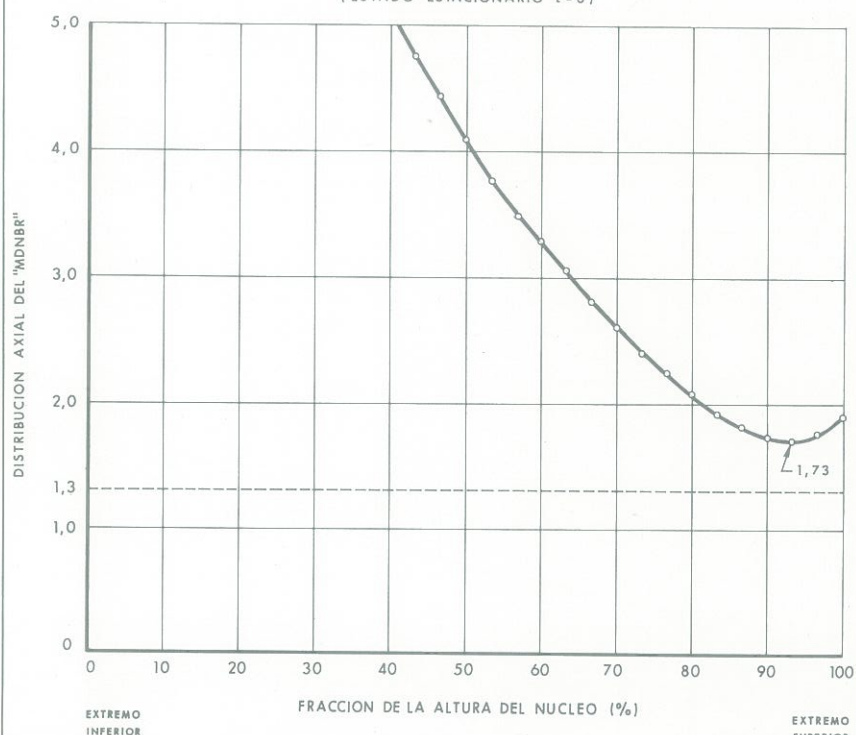
La presión del sistema se considera constante, por conservadurismo, durante el transitorio.

Se consideran las incertidumbres tecnológicas de fabricación del combustible F_Q^E y $F_{\Delta H}^E$.

Se considera por conservadurismo que el caudal a la entrada del canal caliente es 95 % del medio.

Este conjunto de hipótesis penalizadoras aseguran que los resultados del análisis serán conservadores frente a los esperados en un caso real, teniendo carácter de envolvente de seguridad.

Los bloques de incertidumbres se desglosan así:

(ESTADO ESTACIONARIO $t=0$)

- Incertidumbre de operación (instrumentación)
- Incertidumbres de caudal
- Incertidumbres de distribución de potencia
- Incertidumbres de distribución de caudal a la entrada
- Incertidumbres tecnológicas del combustible (fabricación)
- Incertidumbre de Coast-Down de la bomba

+ 2 % Potencia
 + 4° F Temperatura media
 - 30 psia presión del sistema.

75.000 GPM caudal diseño T/H

Límite de Especificaciones Técnicas ($F_{\Delta H} = 1,67$), [P (z) límite]

95 % en la entrada del canal caliente

F_{Q}^E (Westinghouse)
 $F_{\Delta H}^E$ (Westinghouse)

Coast-Down generado por LOFTRAN FSAR (ref. 4)

Los valores empleados en este trabajo corresponden a los del análisis del accidente en el FSAR de C.N. José Cabrera y, por tanto, los resultados son directamente comparables.

Metodología empleada y su validación

El análisis de un accidente requiere además de la perfecta definición geométrica y de materiales del sistema, condiciones de operación y condiciones iniciales el uso de códigos de cálculo apropiados y el desarrollo de una metodología.

En nuestro caso, esto ha supuesto el desarrollo de toda una metodología de cálculo que comprende modelo del reactor (con distribución axial y radial de potencia al límite de las Especificaciones Técnicas $F_{\Delta H}^N = 1,67$), modelo de distribución de caudales a la entrada del núcleo h_{GAP} , modelo en XY del núcleo con elementos combustibles discretizados con definición perfecta de posición de barras y tubos guía, dimensiones de ambos, etc., no excediendo el límite de 300 canales permitidos por el código.

Asimismo se han desarrollado un conjunto de procedimientos de modelización, adaptación al código, uso del mismo y tratamiento de los resultados.

El chequeo de esta metodología frente a la de Westinghouse se hace comparando la curva DNBR (t) del análisis de licenciamiento del FSAR con la del CASO 1 estudiado con COBRA, habiendo utilizado en ambos casos la correlación W-3 normal y de pared fría.

Se observa que los resultados son idénticos en $t=0$ (estado estacionario). El valor mínimo del DNBR durante el transitorio sólo varía en una centésima. Las ligeras diferencias de trazado de las curvas MDNBR (t) se deben a las diferencias propias de los modelos y programas de cálculo empleados.

El chequeo en su conjunto nos indica que el paquete «código + procedimien-

tos» es satisfactorio para analizar el transitorio, y es casi coincidente con Westinghouse en lo relativo al Min DNBR, por tanto es válido para evaluar el conservadurismo correspondiente a las incertidumbres de operación y de tecnología de fabricación de combustible, etc.

Resultados de estado estacionario

Se incluye representación gráfica del estado estacionario del reactor ($t=0$), que comprende:

- Caudal másico en el canal caliente en función de la altura. Se aprecia la diferencia de efectos de las rejillas R_1 (no mezcladoras) y R_2 (mezcladoras) (fig. 1).
- Temperatura del refrigerante en el canal medio en función de la altura (figura 2).

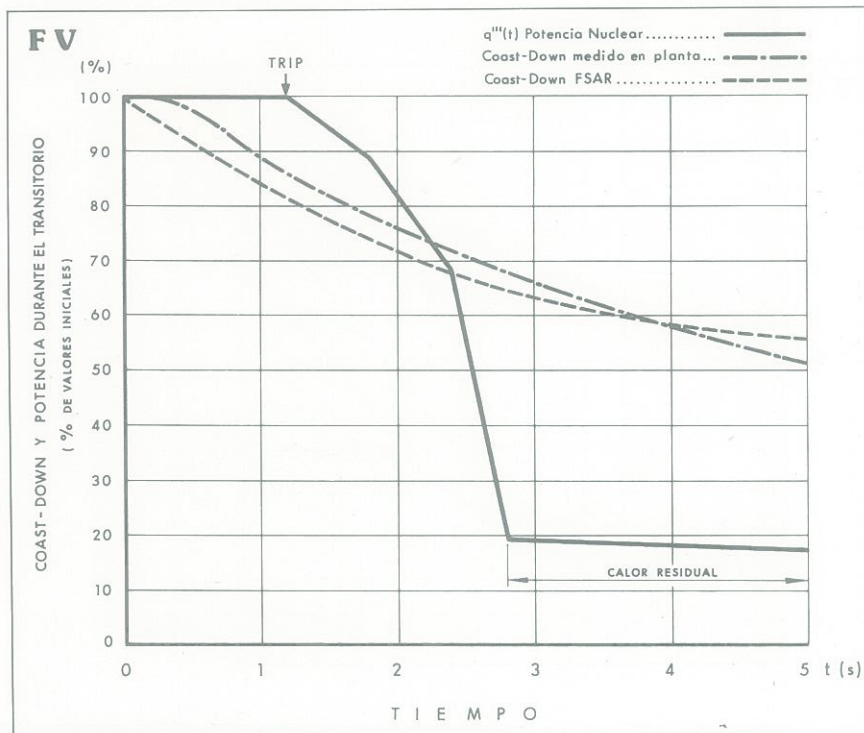
● Temperatura de vaina y refrigerante en el canal caliente (fig. 3). Se aprecian las dos zonas de transferencia de calor de vaina a refrigerante: convección forzada monofásica-líquido (rampa) y ebullición subenfriada (plataforma). Se observa la fracción de huecos (Levy) en el refrigerante subenfriado debidos a la ebullición subenfriada y que son termodinámicamente inestables.

● Distribución axial del mínimo DNBR en el núcleo (MDNBR) contemplando canales de cuatro paredes calientes y canales de una pared fría (W-3 de pared fría) (fig. 4). El valor (1,73) del mínimo DNBR en $t=0$ coincide prácticamente con el de Westinghouse (1,74).

Resultados del Transitorio (caso 1)

Corresponden al cálculo hecho con COBRA IIIC/MIT-2 sobre el caso expuesto en el FSAR. En los resultados se incluye para el canal caliente:

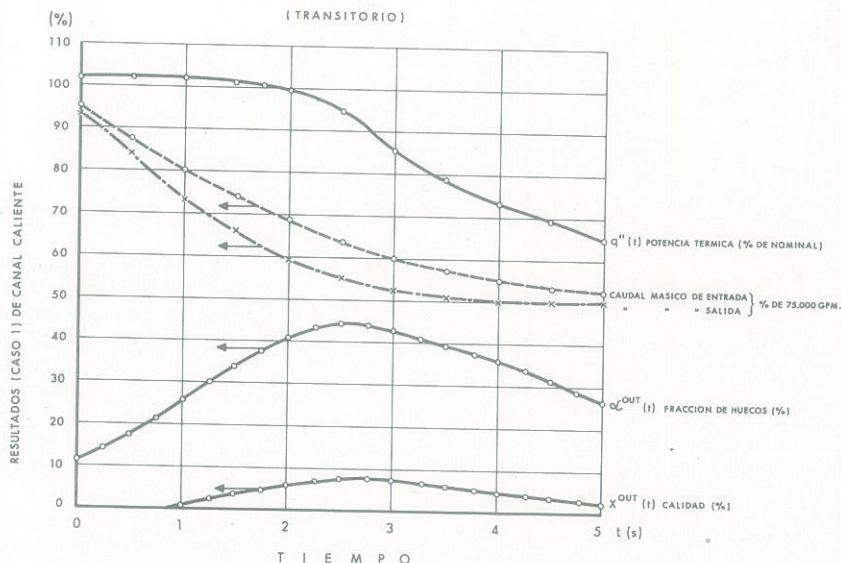
- Potencia nuclear $q'''(t)$ generada por LOFTRAN (W) (fig. 5).
- Coast-Down del FSAR [caudal de entrada (t)] (fig. 5).
- Potencia térmica que atraviesa la vaina $q''(t)$ (fig. 6).
- MDNBR (t) (fig. 7).
- Caudal de salida (t) (fig. 6).
- Fracción de huecos a la salida del núcleo $\alpha(t)$ (fig. 6).
- Título termodinámico o calidad a la salida del núcleo $X^{out}(t)$ (fig. 6).



F VI

CASO 1

(TRANSITORIO)



Aplicación para evaluación de penalizaciones por incertidumbres de operación y tecnológicas

Pretendemos identificar la penalización individual y conjunta de estos dos bloques de incertidumbres (operación y fabricación de combustible). Planteamos los casos 2, 3 y 4 de la tabla adjunta, todos con distribuciones de potencia al límite de lo permitido por Especificaciones Técnicas ($F_{\Delta H}^N = 1,67$).

Caso 2: Sólo con incertidumbres de operación.

Caso 3: Sólo con incertidumbres tecnológicas de fabricación de combustible.

Caso 4: Sin incertidumbres.

Cálculo de penalizaciones:

- Temperatura de vaina y refrigerante, fracción de huecos y título en el canal caliente en el instante del transitorio en que se produce el mínimo DMBR (fig. 8).

Comentarios: El comportamiento durante los 2,5 primeros segundos (intervalo en el que se produce el Min DMBR) es ligeramente más conservador en el caso COBRA respecto a DNBR (fig. 7) que en el caso W.

En la segunda parte del transitorio COBRA obtiene un $q''(t)$ más optimista (fig. 9) y, por tanto, un DNBR(t) mayor que W. Estas desviaciones se deben a los modelos empleados y especialmente a hgap que COBRA lo trata como constante.

En lo que respecta al valor mínimo del DNBR durante el transitorio que es el importante frente al valor límite (1,30), el ajuste es perfecto.

- Penalización por incertidumbre de operación:
 $P(\text{operación}) = \text{MDNBR}(\text{caso 3}) / \text{MDNBR}(\text{caso 1})$
o bien:
 $P(\text{operación}) = \text{MDNBR}(\text{caso 4}) / \text{MDNBR}(\text{caso 2})$
 $P(\text{operación}) = 9,5 \%$

1,095

- Penalización por incertidumbres tecnológicas de fabricación de combustible:
 $P(\text{Tecnológicas}) = \text{MDNBR}(\text{caso 4}) / \text{MDNBR}(\text{caso 3})$
o bien:
 $P(\text{Tecnológica}) = \text{MDNBR}(\text{caso 2}) / \text{MDNBR}(\text{caso 1})$
 $P(\text{Tecnológicas}) = 5,2 \%$

1,052

- Penalización conjunta:
 $P(\text{operación} + \text{tecnológicas}) = \text{MDNBR}(\text{caso 4}) / \text{MDNBR}(\text{caso 1})$
 $P(\text{operación} + \text{tecnológicas}) = 15,2 \%$

1,152

Comprobación de superposición: $1,095 \times 1,052 = 1,152$ (15,2 %).

Aplicación para evaluación de penalización por empleo de caudal de diseño T/H en vez del «Best Estimate»

Tanto el Diseño Termo-Hidráulico (T/H del reactor como el Análisis de

Accidentes se realizan tomando como base el Caudal de Diseño T/H (75.000 GPM), que es el mínimo garantizado por la bomba principal.

El caudal «best-estimate» de la C. N. José Cabrera es 78.000 GPM. Se pretende evaluar la penalización correspondiente. Se mantienen las distribuciones axial y radial límite de Especificaciones Técnicas ($F_{\Delta H}^N = 1,67$) y las incertidumbres de operación y tecnológicas (caso 5).

Penalización caudal T/H = MDNBR (caso 5) / MDNBR (caso 1)
 $P(T/H) = 3,92 \%$ (1,0392)

Aplicación para evaluación de penalización por empleo de caudal de Coast-Down de licenciamiento (FSAR) en vez del «Best Estimate»

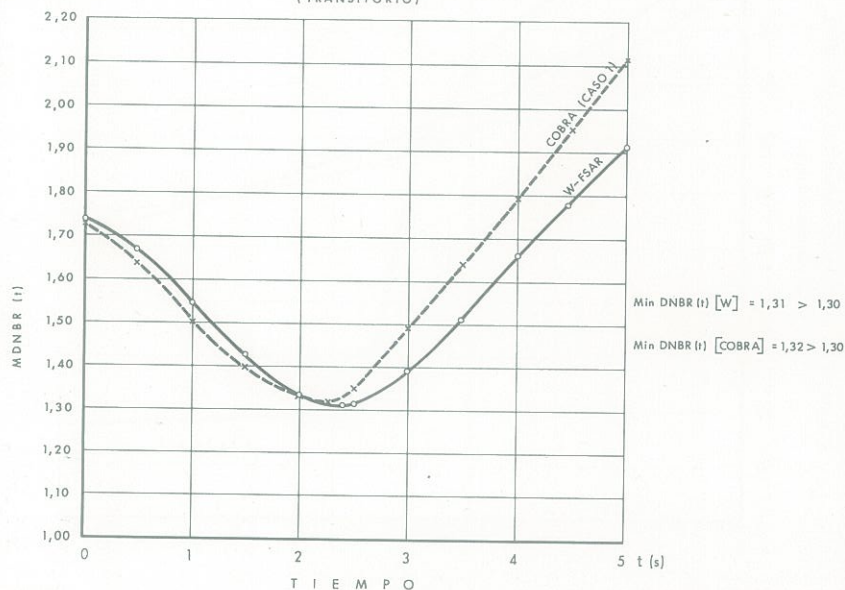
El análisis de FSAR y su simulación con COBRA IIIC/MIT-2 contempla un caudal de «Coast-Down» generado conservadoramente por el código LOF-TRAN (W).

En planta se ha obtenido una «mejor estimación» midiendo el caudal de «Coast-Down» tras una parada programada de bomba a potencia cero y que figura en el Suplemento II del FSAR (mayo 1970).

F VII

CASO 1

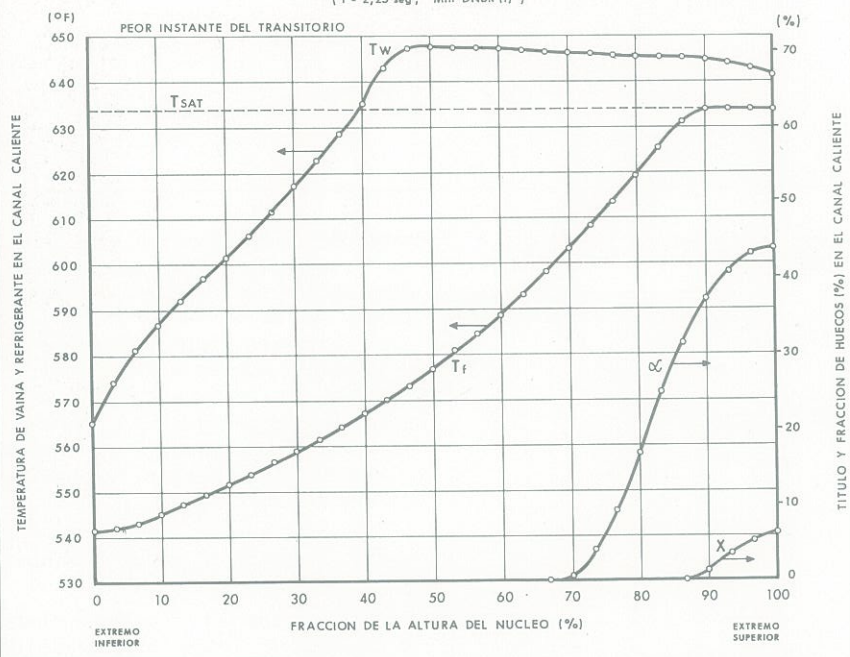
(TRANSITORIO)



F VIII

CASO 1

($t = 2,25 \text{ seg. Min DNBR } (t)$)



Manteniendo las incertidumbres de operación e ingeniería y considerando el caudal «best-estimate» de 78.000 GPM se diseña el caso 6 con el «Coast-Down» medido y distribuciones de potencia límite de Especificaciones Técnicas ($F_{\Delta H}^N = 1,67$).

Penalización por «Coast-Down» de licenciamiento:

$$P(\text{«Coast-Down» FSAR}) = \text{MDNBR}(\text{caso 6}) / \text{MDNBR}(\text{caso 5}) = 1,058$$

$$P(\text{«Coast-Down» FSAR}) = 5,8 \%$$

Aplicación para evaluación de penalización por reducción de caudal a la entrada del canal caliente

La metodología de licenciamiento del accidente aplica el conservadurismo de reducción de caudal en la entrada del canal caliente (95 % del valor nominal).

Diseñamos el caso 7 análogo al caso 5 con el cambio de 95 % a 100 % a la entrada del canal caliente.

Penalización por reducción de caudal entrada C. C.:

$$P(\text{reducción caudal}) = \text{MDNBR}(\text{caso 7}) / \text{MDNBR}(\text{caso 5}) = 1,0022 = 0,22 \%$$

Aplicación para evaluación de penalización total

Diseñamos el caso 8, que conserva las distribuciones de potencia límites de Especificación Técnica de los casos anteriores y elimina todos los conservadurismos:

- operación,
- tecnológicos,
- caudal T/H,
- «Coast-Down» FSAR,
- reducción de caudal C. C.

• Valor calculado:

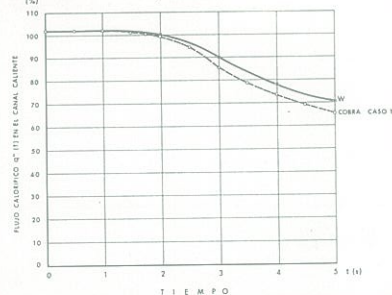
$$\text{Penalización total} = \text{MDNBR}(\text{caso 8}) / \text{MDNBR}(\text{caso 1}) = 1,27, \text{ es decir, } 27 \%$$

• Valor estimulado por superposición acumulada de penalizaciones individuales:

F IX

CASO 1

(TRANSITORIO)



$$P(\text{total}) = 1,095 \times 1,052 \times 1,0392 \times 1,058 \times 1,0022 = 1,27 (27 \%)$$

Queda comprobada la coincidencia entre el valor calculado y el estimado por «superposición de efectos».

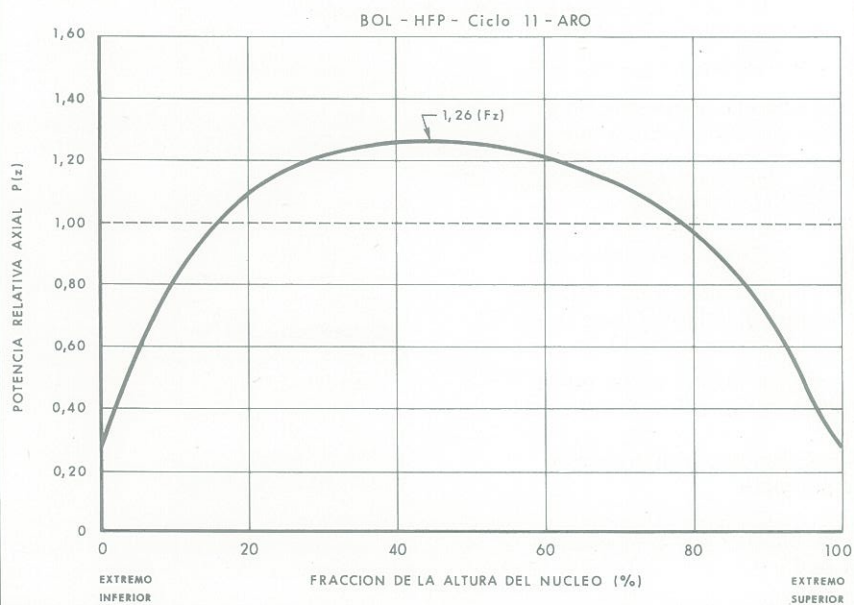
METODO DE ANALISIS REAL DE UNA RECARGA

Todo lo expuesto previamente se basaba en distribuciones de potencias máximas permitidas por las Especificaciones Técnicas de funcionamiento de la Central, que son los límites imaginables en las peores circunstancias de operación forzando al máximo al reactor, produciendo un perfil axial de potencia muy desplazado hacia la parte alta del núcleo (seguimiento de carga, operación con barras dentro en el ciclo previo, etc.), cubriendo lo que llamamos incertidumbres en distribución de potencia.

Sin embargo, el reactor de la C. N. José Cabrera (510 MWt.) opera siempre en base al 100 % de potencia, con barras fuera, sin seguir carga, por tanto, un análisis «best-estimate» eliminaría las distribuciones de potencia anteriores. En su lugar se han tomado las correspondientes al principio del ciclo 11 a plena potencia y con barras fuera (ciclo 11-BOL-HFP-ARO), medidas en planta con la instrumentación intranuclear y procesadas con el programa INCORE (7) (figs. 10 y 11). La figura 12

F XI

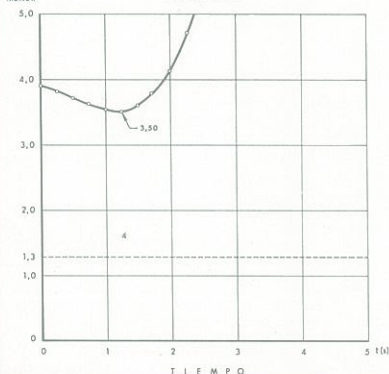
CASO 9



F X

CASO 9

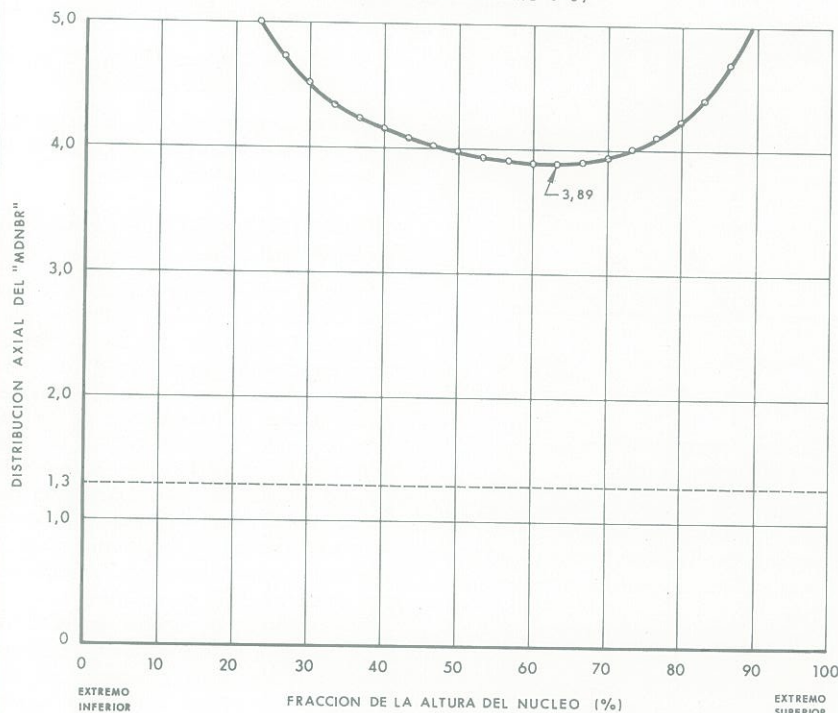
(TRANSITORIO)



F XII

CASO 9

(ESTADO ESTACIONARIO $t=0$)



muestra gráfica y numéricamente los resultados de estado estacionario.

Ese es el peor momento del ciclo, con máximos picos radiales y axiales, ya que a continuación se aplanan con el quemado (8).

Se han simulado dos casos que cubren todo el espectro de incertidumbres:

- CON TODAS LAS PENALIZACIONES (caso 9):

MDNBR (caso 9) = 3,50

Se adjunta representación gráfica de los resultados del transitorio (fig. 13).

- SIN PENALIZACIONES (caso 10) «BEST-ESTIMATE»:

MDNBR (caso 10) = 4,55

Penalización total = MDNBR (caso 10)/MDNBR (caso 9) = 1,30, es decir, 30 %

Es del mismo orden que el 27 % obtenido con distribuciones límite.

Penalización por distribución de potencia

Se obtiene por comparación de los casos 1 y 9:

P (distribuciones) =
= MDNBR (caso 9)/MDNBR (caso 1)
= MDNBR (caso 10)/MDNBR (caso 8)
P (distribuciones) = 2,64, es decir, 164 %

Penalización global

Surge al comparar el caso 1 (de licenciamiento) con el caso 10 («best-estimate»):

● Valor calculado
P (global) =
= MDNBR (caso 10)/MDNBR (caso 1)
P (global) = 3,434, es decir, 243 %

● Valor estimado por superposición acumulada
P (global) =
= $2,640 \times 1,269 = 3,350$, es decir, 235 %
Dispersión = 3,3 %, por tanto, sigue siendo aplicable la «superposición de efectos».

COMENTARIO A LOS RESULTADOS

Observando la tabla resumen se aprecia la escasa sensibilidad de los resultados a la reducción de caudal en la en-

trada del canal caliente. Esto se debe a la homogenización de caudales que hace que el canal caliente recupere el 100 % del caudal medio en la altura 18 % del núcleo a partir de la entrada.

Tanto los factores tecnológicos de fabricación de combustible por parte del suministrador principal (F_Q^E y $F_{\Delta H}^E$) como el caudal T/H y «Coast-Down» aplicados tienen una sensibilidad del orden del 5 % frente a MDNBR.

Las incertidumbres de operación (ΔT , ΔP_{ot} , Δp) penalizan con un 10 % aproximadamente en su conjunto.

El último apartado es el fundamental y penaliza un 164 % el resultado de MDNBR. Se refiere a las distribuciones radial y axial de potencia estando el reactor al límite de lo permitido por las Especificaciones Técnicas ($F_{\Delta H}^N = 1,67$) y considera la penalización axial derivada de operar siguiendo carga, quemado a baja potencia con barras introducidas hasta el límite de inserción y posterior extracción de las mismas, etc., frente a lo que es la operación normal real del reactor en base y con barras fuera en las cuales se desarrollaría el accidente analizado. De esta forma se cubren todas las posibles distorsiones en distribución de potencia.

El caso 1, más restrictivo por ser de licenciamiento, produce un MDNBR de 1,326, mayor que el mínimo exigido (1,3).

El caso «BEST-ESTIMATE» produce un MDNBR de 4,553 sin penalizaciones y de 3,50 con todas las penalizaciones acumuladas que dista mucho del valor 1,30 de obligado cumplimiento.

Queda por tanto comprobado que la penalización mayor corresponde a la incertidumbre respecto a distribuciones de potencia y que la superposición acumulativa de todas las penalizaciones anali-

F XIII

CASO 9

DISTRIBUCION DE POTENCIA RADIAL F_{xy} POR ELEMENTO COMBUSTIBLE
BOL - HFP - Ciclo 11-ARO

		0,68	0,93	0,94	0,93	0,68		
	0,66	1,09	1,19	1,00	1,19	1,08	0,66	
0,68	1,08	1,15	1,12	1,13	1,12	1,14	1,09	0,68
0,92	1,19	1,13	1,11	0,98	1,10	1,13	1,20	0,93
0,93	0,99	1,13	0,97	1,14	0,97	1,14	1,01	0,94
0,92	1,19	1,13	1,09	0,97	1,10	1,13	1,20	0,93
0,68	1,09	1,14	1,12	1,13	1,11	1,15	1,09	0,68
	0,66	1,09	1,19	1,00	1,19	1,09	0,66	
		0,68	0,93	0,94	0,93	0,68		

* Pico $F_{xy} = 1,28$

zadas nos cubre frente a todas las desviaciones posibles en la dirección desfavorable al DNB sin violar la base de diseño termohidráulico $MDNBR \geq 1.3$.

CONCLUSIONES

Tras los análisis previos podemos concluir que el programa COBRA IIIC/MIT-2, junto a los procedimientos de modelización tridimensional del reactor desarrollados, constituyen una herramienta eficaz para realizar análisis de sensibilidad de transitorios termohidráulicos.

El buen ajuste de los resultados frente al caso de licenciamiento valida la metodología empleada y justifica la superponibilidad de las penalizaciones individuales.

REFERENCIAS

1. J. W. Jackson and N. El Todreas, **Cobra III/MIT-2: A Digital Computer Program for Steady State and Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements**, Energy Laboratory Report N.º MIT-EL-81-018, June 1981.
2. C. N. José Cabrera, **Especificaciones Técnicas de Funcionamiento**, 1983.
3. **Introducción a los Análisis de Accidentes en Reactores de Agua a Presión. Su impacto en el Diseño**, Javier Pascual del Olmo. Nuclear España, septiembre 1982.
4. C. N. José Cabrera, **Informe Final de Seguridad (FSAR)**, 1983.
5. P. Moreno, J. Lin, E. Khan, N. Todreas, **Steady-State Thermal Analysis of PWR's by a Single Pass Procedure Using a Simplified Nodal Layout**, Nuclear Engineering and Design, Vol. 47, 1978, pp. 35-48.
6. J. Lin and N. Todreas, **Transient Thermal Analysis of PWR's by Single Pass Procedure Using a Simplified Model Layout**, MIT Energy Laboratory Report MIT-EL-77-008, Final, February 1979 (Draft, June 1977).
7. **The Incore 3 Program**, WCAP - 8492, March 1975.

T I
TABLA DE CASOS ANALIZADOS

Caso analizado	Caudal de «Coast-Down»	Potencia (% de nominal)	Distribuciones de potencia P (x, y), P (z), F _N ² , F _H ²	T _e entrada al núcleo (°F)	Presión del sistema (psia)	Caudal bombeado (GPM)	Fracción de BYPASS (%)	Caudal entrada C. C. (%)	F ₀ ² (0/1)	F _H ² (0/1)	MDNBR
Caso 1	FSAR	102	Límite	541	1976	75.000	4.5	95	1.03	X	1.326
Caso 2	FSAR	102	Límite	541	1976	75.000	4.5	95	1.00	1.00	1.394
Caso 3	FSAR	100	Límite	537	2.006	75.000	4.5	95	1.03	X	1.452
Caso 4	FSAR	100	Límite	537	2.006	75.000	4.5	95	1.00	1.00	1.527
Caso 5	FSAR	102	Límite	541	1976	78.000	4.5	95	1.03	X	1.378
Caso 6	Medido	102	Límite	541	1976	78.000	4.5	95	1.03	X	1.458
Caso 7	FSAR	102	Límite	541	1976	78.000	4.5	100	1.03	X	1.381
Caso 8	Medido	100	Límite	537	2.006	78.000	4.5	100	1.00	1.00	1.693
Caso 9	FSAR	102	BOL-HFP-11	541	1976	75.000	4.5	95	1.03	X	3.500
Caso 10	Medido	100	BOL-HFP-11	537	2.006	78.000	4.5	100	1.00	1.00	4.553

X: correspondiente a la fabricación y metodología de Westinghouse.

DATOS NOMINALES

Temperatura de entrada al núcleo	537° F
Presión del sistema	2.006 psia
Potencia (100 %)	510 MWt
Caudal «best-estimate»	78.000 GPM

T II
TABLA DE PENALIZACIONES

CONCEPTO	Penalización diferencial			Penalización integral			
	Casos	Valor	%	Casos	Valor	% estimado	% calculado
Operación	3/1	1.095	9.5	3/1	1.095	9.5	9.5
Tecnología	4/2	1.052	5.2	4/2	1.152	15.2	15.2
	2/1			4/1			
Caudal T/H	5/1	1.039	3.9	—	1.197	19.7	—
«Coast-Down»	6/5	1.058	5.8	—	1.266	26.6	—
95 % C. C.	7/5	1.0022	0.22	—	1.269	26.9	—
Total	—	—	—	8/1	1.270	26.9	27.0
Distribuciones	9/1	2.640	164.0	—	3.350	235.0	—
	10/8			—			
Global	—	—	—	10/1	3.434	235.0	243.4

Ejemplo de cálculo del valor integral estimado:

$$1.197 \times 1.058 = 1.266 \quad \text{«Coast-Down»}$$

$$(19.7 \%) (5.8 \%) (26.6 \%)$$

8. **Westinghouse Reload Safety Evaluation Methodology**, WCAP 9272, March 1978.

Nota de agradecimiento

Queremos reconocer nuestro agradecimiento hacia PMSA por su ayuda y colaboración prestada a través de don Pablo Moreno en la comprensión y utilización del código COBRA IIIC/MIT-2.

T III
TABLA RESUMEN

CONCEPTO	PENALIZACION	
	Diferencial	Integral
Operación	9.5 %	9.5 %
Tecnología	5.2 %	15.2 %
Caudal T/H	3.9 %	19.7 %
«Coast-Down»	5.8 %	26.6 %
95 % C. C.	0.22 %	26.9 %
Distribuciones	164.0 %	235.0 %