

PROGRAMA DE COMPUTO PARA EL ANALISIS TERMOHIDRAULICO
DE UN CANAL CALIENTE HORIZONTAL

NUCLAR Biblio.
ARCHIVO

A. PEREZ^{†)}, R. ROSSO^{†)} & D. PARKANSKY^{¶)}

^{†)} NUCLAR S.A., ^{¶)} C.N.E.A.

INTRODUCCIÓN

La Comisión Nacional de Energía Atómica y NUCLAR S.A. han realizado estudios de accidentes con pérdida de refrigerante (eventos tipo LOCA) en centrales nucleares mediante el código de análisis termohidráulicos RELAP4/Mod.5 desarrollado en E.E.U.U. El resultado perseguido en estos estudios consiste en determinar el comportamiento de las barras de combustible (conjunto vaina-uranio) en presencia de transitorios que involucren pérdidas de fluido refrigerante del sistema primario de transporte de calor, y además la evaluación de la respuesta a dichos transitorios del sistema de emergencia de refrigeración del núcleo del reactor. En el caso que la refrigeración de las barras combustibles sea deficiente, se produciría una sobreelevación de la temperatura que conduciría rápidamente a la fusión de los elementos combustibles (óxido de uranio), y eventualmente, a la destrucción física de las vainas, con lo cual los productos de la fisión nuclear serían arrastrados por el fluido refrigerante de sistema primario de transporte de calor y, finalmente, expulsados hacia el recinto de contención del reactor en caso de rotura de algún componente de este último.

El código RELAP4/MOD5 usado hasta el presente, describe el proceso de despresurización del sistema primario de transporte de calor del núcleo, considerando a este último compuesto por canales de combustible que generan uniformemente una potencia promedio. En consecuencia, no toma en cuenta la existencia de canales calientes del núcleo, en los cuales la potencia generada por fisión nuclear es sensiblemente superior a la de los canales promedios y, por consiguiente, mayor la probabilidad de destrucción de las barras combustibles de estos canales debido al sobrecalentamiento. Por otro lado, este código no ha sido pensado para analizar fenómenos de estratificación en núcleos compuestos por canales horizontales; este tipo de fenómenos de estratificación pueden manifestarse como consecuencia de roturas pequeñas en algún componente del sistema primario de transporte de calor y, como consecuencia, una parte del conjunto de barras combustibles de un canal quedarían expuestas a ser refrigeradas por la fase vapor del refrigerante, con un bajo coeficiente de transferencia de calor y, consiguientemente, produciéndose en ellas temperaturas de vaina muy superiores a las nominales.

La CNEA encargo a NUCLAR el desarrollo del código objeto del presente trabajo, NUHOT, que en su presente versión, permite obtener los perfiles de temperatura, el nivel de estratificación, y las velocidades relativas de las fases, que se manifiestan en un canal caliente de un reactor nuclear con flujo horizontal en su núcleo. Los datos de entrada a este código pueden ser de origen experimental o provistos por otro código. Estos datos consisten de las variables termohidráulicas (presión, temperatura, calidad y caudal) del fluido refrigerante de un canal promedio, tal como las provistas, por ejemplo, por el código RELAP4/MOD5.

La versión actual del código NUHOT-CE (Conversacional-Editor) se encuentra operativa en el Centro de Cómputo del Centro Atómico Constituyentes, y se prevé su incorporación modular a otros códigos más elaborados que el RELAP4/MOD5.

MODELO DE FLUJO EN DOBLE FASE

El modelo termohidráulico del código NUHOT tiene como datos de entrada los siguiente parámetros: presión P , temperatura T , calidad X , y caudal W ; estos parámetros se refieren al fluido refrigerante del canal estudiado. Se postula que las velocidades y las temperaturas de cada una de las fases son diferentes; en consecuencia, es posible derivar ecuaciones de conservación para un flujo unidimensional en términos de las velocidades de cada fase. Estas velocidades se pueden expresar de la siguiente forma (el subíndice 1 indica la fase líquida, el subíndice 2 — la fase vapor):

$$u_1 = \frac{G(1 - X)}{\rho_1(1 - \alpha)}, \quad u_2 = \frac{GX}{\rho_2\alpha},$$

en donde: G — flujo de masa (líquido + vapor) por unidad de tiempo y unidad de área; X — calidad (= caudal de vapor por unidad de área); ρ_i ($i = 1, 2$) — densidades de las fases; α — fracción de vacío (= área de flujo de la fase gaseosa/área de flujo de ambas fases). Con el objeto de evaluar u_1 y u_2 es necesario calcular cada una de las variables que entran en sus definiciones. Las densidades ρ_i se computan mediante aproximaciones polinómicas de las temperaturas de cada fase y de la presión P (ver [2]). Haciendo las hipótesis correspondientes sobre el valor de la calidad ($X = 0$ — fase líquida, $X = 1$ — fase vapor, $0 < X < 1$ — doble fase) y usando los valores de ρ_i , se puede determinar la fracción de vacío α mediante una correlación empírica para flujos horizontales (ver [3]). Finalmente, definiendo las velocidades superficiales como sigue:

$$J_1 = u_1(1 - \alpha), \quad J_2 = u_2\alpha,$$

se recurre al diagrama de Mandhane para determinar qué tipo de flujo en doble fase está presente en el canal (flujo estratificado, estratificado con ondas, con diferentes formas de burbujas de vapor en una corriente líquida, con gotas líquidas dispersas en una corriente de vapor, flujo anular, etc). En el caso de existir un flujo estratificado o un flujo estratificado con ondas, se puede calcular la altura de la interface líquido-vapor; esta altura es necesaria para el análisis posterior de la transferencia de calor entre las barras de combustible y el flujo refrigerante.

COEFICIENTE DE TRANSFERENCIA DE CALOR

El valor del coeficiente de transferencia de calor se determina en función de los diferentes regímenes de transferencia de energía que se establecen entre el conjunto combustible-vaina y el fluido refrigerante, dependiente este último del tipo de flujo presente. En los casos en que se dan las condiciones para la existencia de un flujo estratificado (con o sin ondas), la posición de la interface líquido-vapor permite determinar en cuál zona del canal las barras de combustibles están refrigeradas por la fase líquida o por la fase gaseosa. En el modelo usado en este trabajo, se conside-

ran cuatro regímenes de transferencia de calor (ver [3]) en función de las condiciones locales del refrigerante y de los flujos superficiales de calor a través de la vaina. Estos cuatro regímenes son: convección líquida, ebullición subenfriada, ebullición nucleada, y ebullición de película. Las correspondientes correlaciones fueron extraídas de [3].

EJEMPLO DE PRUEBA

En las corridas de prueba se han contrastado los resultados obtenidos por el código NUHOT contra aquéllos provistos por la referencia [4] para un evento tipo LOCA con rotura del 35% de un colector de entrada al núcleo. Se han efectuado ensayos para tres valores del factor de potencia, a saber: 0.7, 1.0 y 1.317. Los datos de entrada al código consisten de las curvas de temperatura, presión, calidad y caudal del refrigerante en función del tiempo, y de la evolución de la generación de potencia. La salida del código muestra, entre otras cosas, la evolución de la temperatura en una sección transversal (radial) del conjunto combustible-vaina durante el transitorio termohidráulico. Las Figuras 2 a 6 exhiben la evolución de los datos de entrada; en la Figura 7 están graficados los perfiles de temperatura en el régimen estacionario; en las Figuras 8 a 10 se indican las temperaturas en tres puntos, a saber: centro del combustible, superficie exterior del combustible, y superficie exterior de la vaina. En todos estos casos, el conjunto combustible-vaina se encuentra ubicado en la zona superior de canal de combustible. Además, en las últimas tres Figuras se muestran, con fines comparativos, las curvas provistas en [4].

REFERENCIAS

El presente trabajo es una extensión del informe [1]. La bibliografía básica usada es la siguiente:

- [1] NUHOT-CE, Programa de Cómputo para el Análisis Termohidráulico de un Canal Caliente Horizontal, NUCLAR S.A., Mayo 1983.
- [2] TRAC-P1A, An Advanced Best-Estimated Computer Program for PWR LOCA Analysis, NUREG/CR-0665, LANL-7777-MS, Informal Report, May 1979.
- [3] FIREBRD III, Program Description, TDAI-166, VOL I, AECL, September 1979.
- [4] SAFETY REPORT - CENTRAL NUCLEAR EMBALSE, 600 MW reactor, AECL, 1980.

La bibliografía auxiliar usada es la siguiente:

Wallis, G. B., One Dimensional Two-Phase Flow, McGraw-Hill, 1969.

Bird, B. R., Stewart, W. E. & Lightfoot, E. N., Fenómenos de Transporte, Editorial Reverté, 1976.

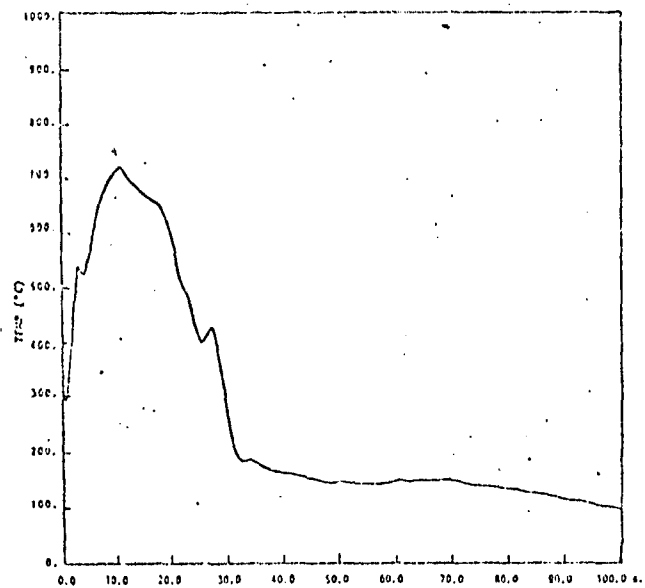


Figura 2 - 351 R111 BREFAC Temperatura del Refrigerante.

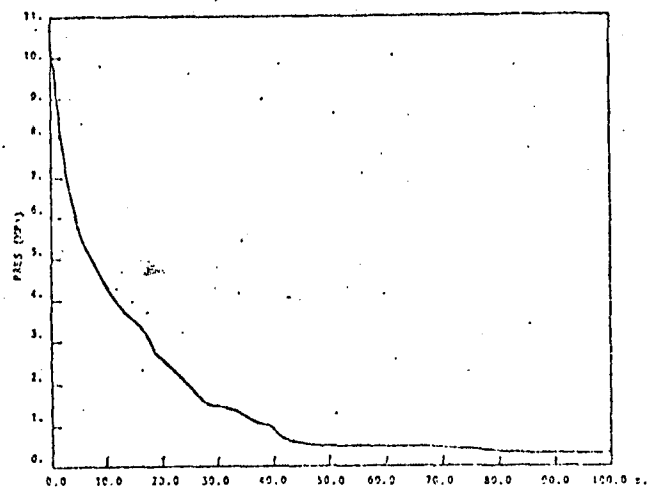


Figura 3 - 351 R111 BREFAC Presión en el Refrigerante.

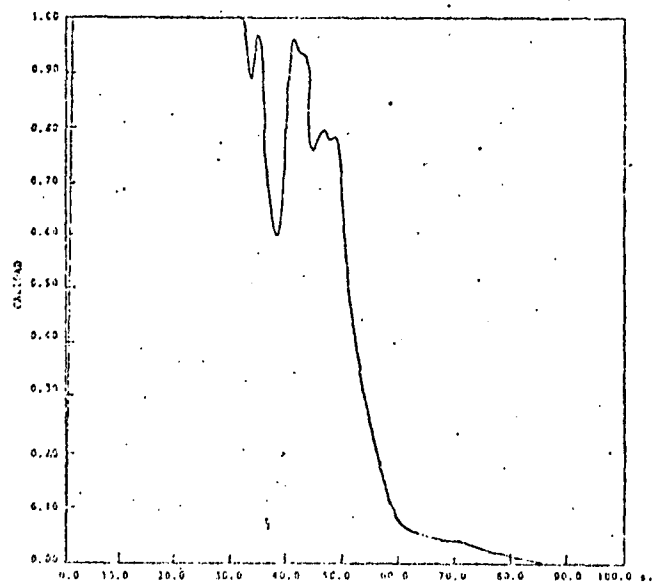


Figura 4 - 351 R111 BREFAC Calidad en el Refrigerante.

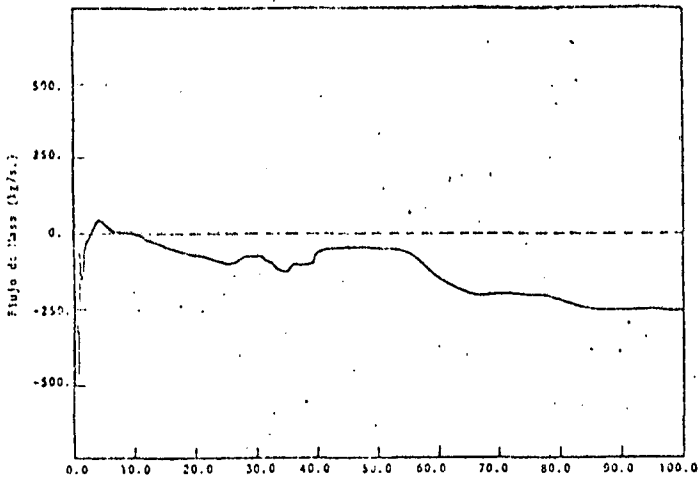


Figura 5 - 35% RH BREAK Flujo de Masa del Refrigerante.

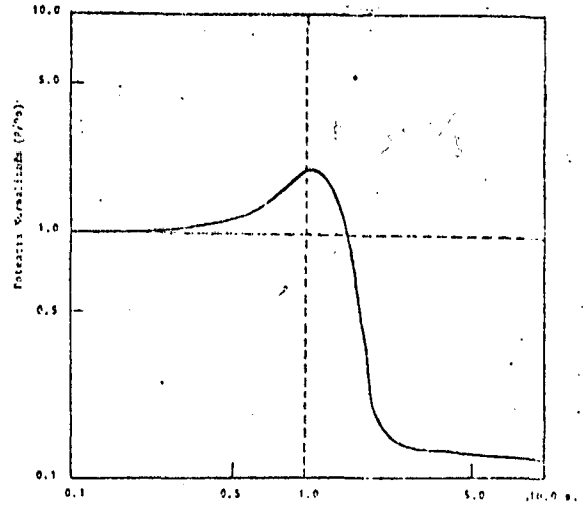


Figura 6 - 35% RH BREAK Potencia Normalizada.

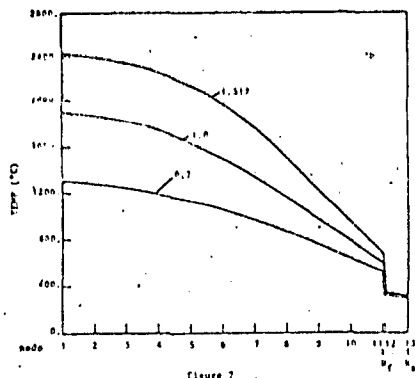


Figura 7

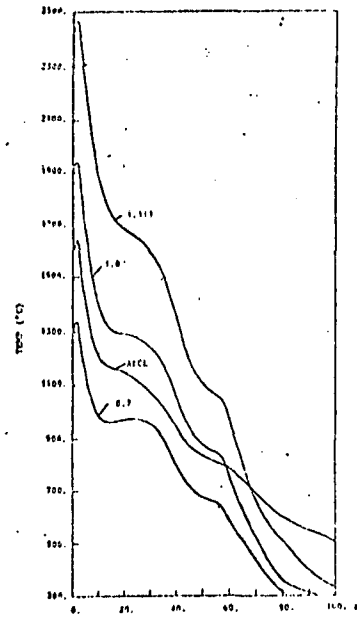


Figura 8 - Temperatura en el centro del combustible.

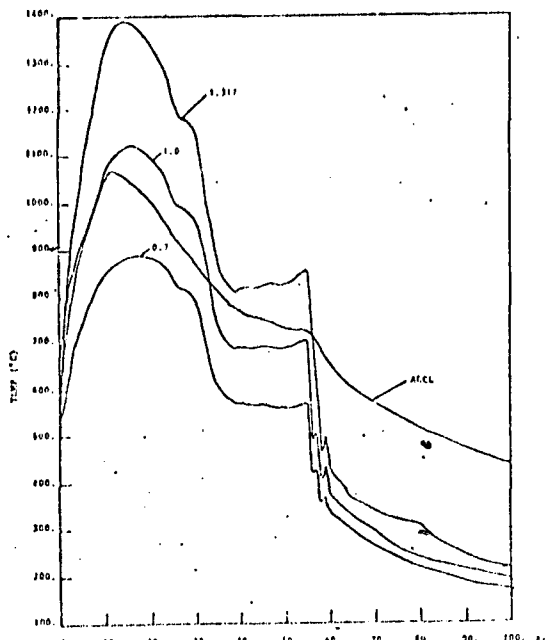


Figura 9 - Temperatura en la superficie exterior del combustible.

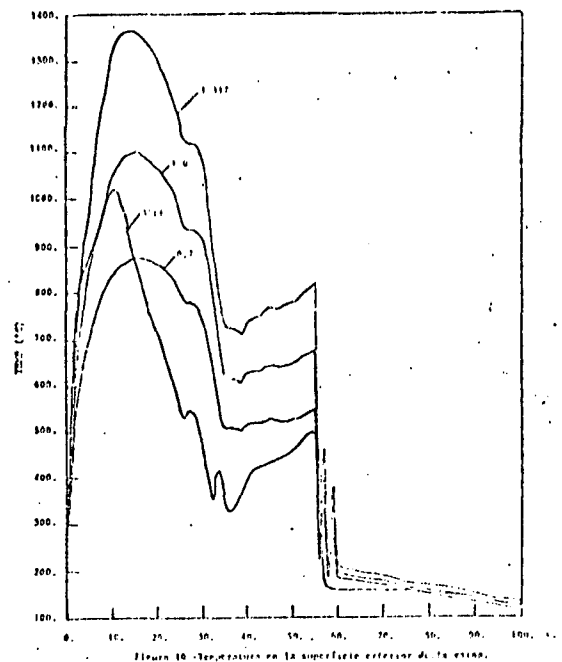


Figura 10 - Temperatura en la superficie exterior de la vaina.