

ANALISIS DE TRANSITORIOS POR INSERCIONES DE REACTIVIDAD EN REACTORES DE INVESTIGACION

Gerardo Lázaro Moreyra

*Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Apt. 1687, Lima 100, Perú*

Received: July 10, 1987

Abstract

The PARET code was used to simulate accidental situations arising due to positive reactivity insertions, in order to analyze the behavior of the RP-10 reactor. The simulations considered three different cases: The first one is for the reactor operating at 10 MW nominal power with 3 pumps in use, the second at 6.6 MW with two pumps and the last case at 3.3 MW with only one pump under use. In all cases, the reactor trip was set to occur when a 12 MW power level is reached. An additional simulation for the reactor operating at 50 w before the reactivity insertion, showed to be the worst accidental situation of all cases because of the larger temperature and power rise. Hot channel termohydraulic and kinetic parameters have been evaluated at each axial mesh point and transient time step. None of the cases showed melting of fuel plates.

Resumen

Se ha evaluado la respuesta en operación del núcleo del RP-10 utilizando el código PARET, en situaciones accidentales por inserciones de reactividad positiva. Se aplica este accidente en 3 modos de operación diferentes, definida la primera cuando el reactor esté operando a una potencia de 10 MW y tres bombas de refrigeración del circuito primario, la segunda a 6.66 MW y dos bombas y la tercera a 3.33 MW y una sola bomba. Se ha aplicado también esta misma inserción para el caso de tener operando el Reactor a una Potencia de 50 Watts, resultando ser crítico por originarse una evolución más abrupta de Potencia y temperatura. Se ha analizado el RP-10 considerando caída de barras sólo por nivel de potencia a un valor de 12 MW. En cada nodo axial y en cada paso del tiempo del transitorio se evalúan los parámetros cinéticos y termohidráulicos del canal caliente. De los resultados obtenidos en ninguno de los casos analizados se llega a fusión de las placas combustibles.

1. Introducción

Uno de los medios más aceptados y de mayor credibilidad en la evaluación de seguridad y performance de los reactores nucleares, es empleando códigos de cálculo. Los reactores de potencia a diferencia de los reactores de investigación disponen de un banco de códigos para ser analizados. En el área de termohidráulica uno de los más aplicados es el RELAP, que simula los circuitos de refrigeración primario y secundario de los reactores de potencia. La mayoría de códigos para el análisis de transitorios y accidentes por pérdida de flujo y refrigerante han sido desarrollados y aplicados en Reactores de Potencia, y no en Reactores de investigación tal como el RP-10, necesario de analizar por tenerse presiones y temperaturas, considerablemente más bajas que en los reactores de potencia y un sistema de refrigeración más simplificado.

La universidad de Michigan [1], ha adaptado una serie de códigos de cálculo para ser aplicados a reactores de investigación, siendo usados extensivamente y con éxito en reactores con núcleos cargados a bajo enriquecimiento. El código PARED es uno de éstos, y ha sido utilizado para el análisis de transientes de SPERT I y II [7] y para transientes del "10 MW BENCHMARK" de la IAEA [1], teniéndose un buen grado de concordancia con los datos experimentales [1,7]. El disponer de un banco de códigos aplicables al RP-10 es de importancia, porque es un medio de obtener cálculos teóricos, que previos a la operación del Reactor, permite predecir el comportamiento y capacidad de respuesta a las operaciones a que será sometido y por ende evaluar la seguridad operacional del RP-10. El código PARET, desarrollado en Argonne National Laboratory, hace uso de una librería de propiedades Termodinámicas con presiones y temperaturas típicas de reactores de investigación, de aquí la importancia que este código desarrollado para una IBM, haya sido adaptado y desarrollado para ser corrido en una VAX-11/730 y aplicado al RP-10. El programa de cálculo acopla la cinética puntual con modelos térmicos e hidráulicos unidimensionales, permitiendo predecir cuantitativa y cualitativamente el curso y consecuencias de accidentes por inserciones de reactividad, así como por pérdida de caudal en el RP-10.

2. Metodología de Cálculo

La tasa de flujo de masa del moderador a la entrada del núcleo por m^2 de área de flujo se ha obtenido de la relación siguiente, postulándose que el 86.1% [2] del flujo refrigerante pasa por el núcleo.

$$M_R = Q F_a C / (A_e + A_b) \quad (1)$$

Area de flujo por los elementos

$$A_e = N_S (2 b_e + (N_S - 1) V) + N_C (2 b_e + (N_C - 1) v) \quad (2)$$

Area de flujo por los bordes del núcleo:

$$A_b = 2(W_c + L_c) q (N_S + N_C) \quad (3)$$

- donde: M_R = tasa de masa de flujo refrigerante (Kg/m²seg)
 Q = Caudal del refrigerante (m³/hr)
 C = Factor de conversión
 F_a = Factor de área de flujo (= 0.861)
 b_e = Borde del elemento combustible (= 0.203cm)
 b_c = Borde del elemento de control (= 0.24cm)
 N_s = No. de placas por elemento combustible (= 16)
 N_c = No. de placas por elemento de control (= 12)
 v = Ancho de canal entre placas (= 0.33cm)
 l = Longitud del canal entre placas (= 6.72cm)
 N_S = No. de elementos combustibles (= 24)
 N_C = No. de elementos de control (= 5)
 q = Espacio entre cajas de elementos (= 0.05cm)
 W_c = Lado de caja-elemento combustible (= 8.15cm)
 L_c = Lado de caja-elemento combustible (= 7.70cm)

El PARET utiliza una fuente de calor volumétrica, $S(r, Z, t)$, la cual es asumida como una función separable del tiempo y el espacio. Los símbolos, r y Z representan las variables espaciales axial y radial respectivamente, y t el tiempo. Por lo tanto para cualquier región particular, R , del núcleo, este término es escrito como:

$$S_R(r, Z, t) = P_f \phi(t) Q_R(r) Q(Z)$$

P_f = Inversa del volumen total de la carne (meat) en el núcleo (1/m³)
 $\phi(t)$ = Nivel de potencia del reactor (MW)
 $Q_R(r)$ = Descripción de la fuente radial para la región R (m³ de combustible/m³ de R)
 $Q(Z)$ = Descripción de la fuente axial, función de forma.

Donde el subíndice R , se refiere a la región de interés tal como: combustible, vaina, refrigerante. Los símbolos del lado derecho representan los siguientes valores:

$$P_f = \frac{1}{V_M}; \quad V_M = \text{Volumen total de la carne en el núcleo}$$

la cual se calcula de la relación:

$$V_M = [N_S * N_s + N_C * N_c] * V_{M/p}$$

donde $V_{M/p}$, el volumen de la carne por placa es:

$$V_{M/p} = t * w * L$$

para el RP-10:

- t = Espesor del combustible (= 1mm)
- w = Ancho del combustible (= 62.75mm)
- L = Longitud del combustible activo (= 615mm)

se tiene:

$V_{M/p}$	V_M	P_t
0.0000386 m ³	0.0171345 m ³	58.362 m ³

La presión de operación se toma en la parte media de la caja del núcleo, teniéndose una altura de agua [3] de 9.24 m, con lo que para una presión atmosférica de 10.33 kg/m² y una densidad de agua [4] de 991 kg/m³, se tiene una presión absoluta de trabajo:

$$P_{abs} = 190,954.7 \text{ Pa}$$

El mecanismo de "feedback" por la presencia de vacío en el momento de la aparición de la ebullición subenfriada se calcula con la ecuación [6]:

$$\frac{\partial \alpha}{\partial t} = \lambda K (q'')^n \frac{\alpha}{\tau} - C v \frac{\partial \alpha}{\partial Z}$$

- α = Fracción de vacío en la cota Z y tiempo t
- λ = Fracción de flujo calórico superficial produciendo vacío
- K = Constante a una presión de Operación dada
- q'' = Flujo calórico en la cota Z y tiempo t
- τ = Tiempo de vida de la burbuja
- C = Parámetro de distribución de flujo
- v = Velocidad de flujo del refrigerante

Con $n=1.0$, $\lambda=0.05$, $\tau=0.001s$, y $C=0.8$, para el caso particular del RP-10.

El transitorio analizado de inserción positiva de reactividad es de 51.5 en 0.5seg cuando el reactor está operando 24 días previo a esta inserción. Se ha calculado la evolución de los parámetros termohidráulicos del núcleo cuando el reactor opere en los modos de operación I y II, indicados en la Tabla 1. También se ha analizado el caso de trabajar con una potencia inicial de 50 Watts manteniéndose los límites y condiciones de operación del modo I.

Tabla 1

Modos de Operación	Potencia (MW)	Caudal (m ³ /Hr)	Flujo másico/área de flujo (Kg/m ² seg)
I	10.00	1675	3996.4
II	6.66	1117	2665.1
III	3.33	558	1331.3

3. Resultados

Se han efectuado cálculos para una configuración de máximo número de elementos Standard (SFE), y 5 elementos de control. Cada SFE tiene alojadas 16 placas combustibles, y cada elemento de control 12 placas combustibles. Las características del núcleo del RP-10 para una configuración de 24/29 se da en la tabla 2, y las características de control, en la tabla 3.

Tabla 2. CARACTERISTICAS DEL NUCLEO RP-10

Combustible	Dispersión de U ₃ O ₈ en Al con densidad = 2.296 gr/cm ³
Vaina (clad)	AlMg
Espesor del combustible	1.0 mm
Espesor de la vaina	0.38 mm
Ancho del combustible	62.75 mm
Ancho de la placa	67.20 mm
Longitud del combustible activo (La)	615.0 mm
Volumen del combustible en el núcleo	17134.515 cm ³
Presión de Operación	192000 Pa
Temperatura de Operación	Ambiente a 150°C
Tasa de flujo refrigerante	de 0 a 1675 m ³ /hr
Espesor del canal de agua	3.3 mm
Volumen de agua en el núcleo (Vw)	0.0611712 m ³
Vida media de los neutrones rápidos, l	44.53 μ
Tiempo de generación de los ns rápidos, Λ	43.74 μ
Fración de neutrones retardados, β _{eff}	0.00727538
Temperatura de agua a entrada del núcleo	40°C
Tiempo de transitorio	0.8

Tabla 3. Parámetros de Control de la ref [2] y [4]

Tasa de inserción de reactividad ($\$/s$)	-20
Tiempo de inserción (s)	0.6
Retardo de inicio de caída de barras (s)	0.025
Sobrepotencia para la caída de barras (MW)	12

Los datos correspondientes a la fracción de neutrones retardados (Tabla 4), vida media y tiempo de generación de los neutrones pronto, se han tomado de un núcleo enriquecido al 20% del Reactor Benchmark [6], de la International Atomic Energy Agency (IAEA) operando a 10MW.

Tabla 4. Fracción de neutrones retardados por grupo

Grupo	Fracción β_i	Constante de decaimiento (seg ⁻¹)
1	0.00027926	0.0127
2	0.0015178	0.0317
3	0.0013731	0.1167
4	0.0029627	0.3121
5	0.00094536	1.3985
6	0.00019716	3.8521

Los resultados obtenidos con el código PARET, del transitorio por inserción de reactividad para los modos de operación I y II son mostrados en las tablas 5 y 6. La máxima temperatura alcanzada en la superficie de la vaina del combustible es 86.3°C a

Tabla 5. Temperaturas pico y tiempo para alcanzarla

Lugar	Temperatura pico (°C)		Tiempo (s)	
	Modo I	Modo II	Modo I	Modo II
Centro del Combustible	85.843	91.822	0.104	0.208
Superficie de la Vaina	79.707	86.321	0.108	0.216
Refrigerante (salida)	50.918	51.589	0.156	0.208

los 0.216 seg de iniciado el transitorio. La evolución del incremento de la potencia de los modos I y II iniciado el accidente se muestra en la Fig. (1), así como la energía generada y la temperatura en la superficie de la vaina en la fig (2) y fig (3). La fig (4) muestra como decae la reactividad total del núcleo una vez ocurrida la caída de barras.

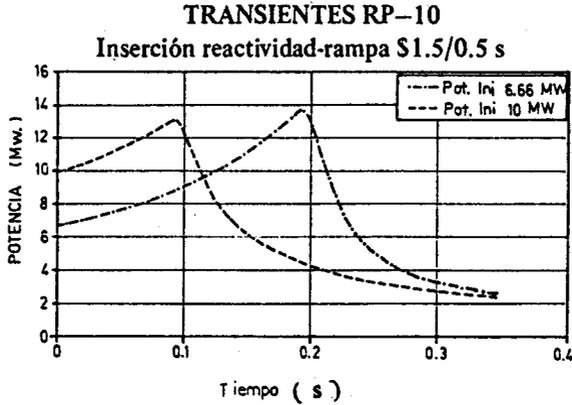


Fig. 1. Comparación del accidente por inserción de reactividad de \$1.5/0.5s en los modos de operación I y II. En el modo I se tienen operativas tres bombas, mientras que en el modo III dos bombas. El disparo para la caída de barras se ha fijado a una sobrepotencia de 12MW para los dos casos.

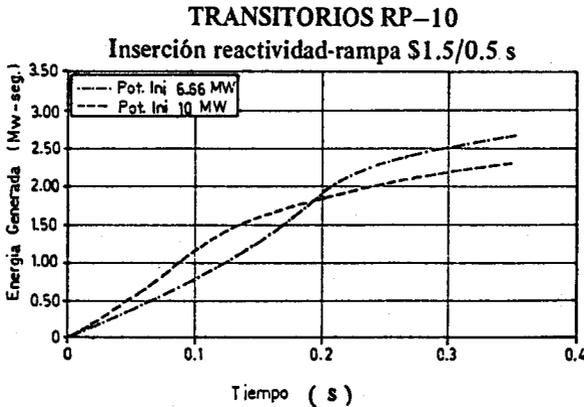


Fig. 2. Energía generada, acumulada durante el transitorio en los modos de operación I y II. Puede observarse que manteniéndose el disparo a una sobrepotencia de 12MW, en el modo II se llega a liberar mayor cantidad de energía.

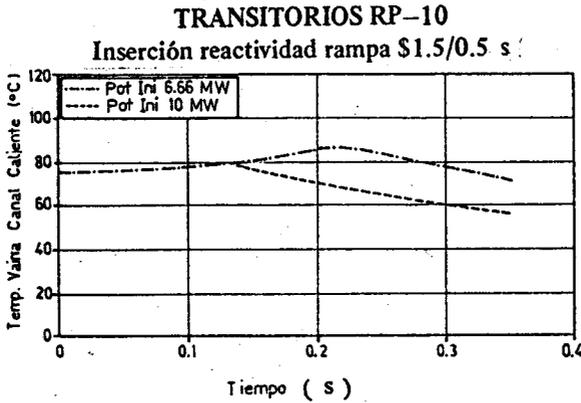


Fig. 3. Evolución de la temperatura de la superficie de la vaina durante el transitorio de inserción de reactividad en \$ 1.5/0.5 s aplicada a los modos de operación I y II.

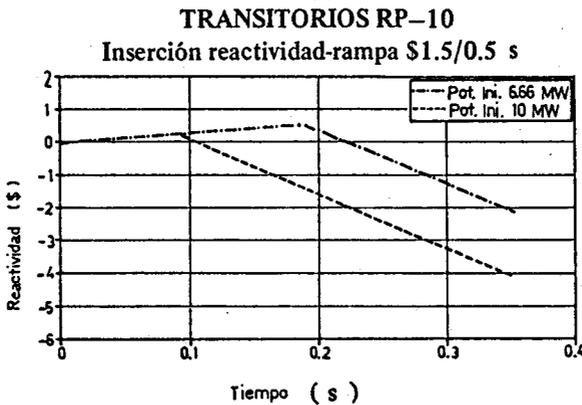


Fig. 4. Reactividad del sistema versus el tiempo del transitorio. Puede observarse que la caída de barras se inicia cuando se alcanza una potencia de 12 MW en los dos casos, es en este momento, después de un retardo de 0.025 s, que la reactividad del sistema comienza a decaer.

Debido que a potencias menores los incrementos de temperatura tienden a incrementarse, se analizó el caso denominado como el modo x, con el cual se postula tener una potencia inicial de 50 Watts y la tasa de flujo del modo de operación I. La máxima potencia alcanzada es de 170.92 MW a 0.568 seg de iniciado el transitorio, la cual es

mostrada en la tabla 6 y figs. (5,6,7,8). La tabla y muestra un resumen de resultados para algunos casos.

Tabla 6. Resumen de resultados

Modo.	Potencia Inicial (MW)	Potencia max. (MW) alcanzada en el Transitorio	Tiempo (s)
Modo I	10	13.09	0.092
Modo II	6.66	13.64	0.192
Modo x	50 Watts	170.92	0.568

Para estudiar el comportamiento del núcleo del RP-10 a bajas potencias con esta misma inserción de reactividad, se ha corrido el caso de tener una potencia inicial de 20 Watts con los flujos de refrigeración de los modos I, II y el III, manteniendo el disparo de caída de barras a la sobrepotencia de 12 MW. Los resultados son mostrados en la tabla 7.

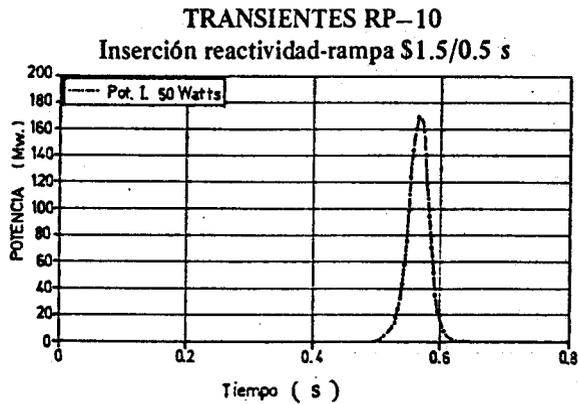


Fig. 5. Evolución de la potencia versus el tiempo de duración del transitorio. Se ha asumido una potencia de 50 Watts, se somete al sistema a una inserción de reactividad en \$1.5/0.5 s, manteniéndose el disparo de barras a una sobrepotencia de 12 MW. Puede observarse que la evolución de la potencia ocurre en margen de tiempo muy estrecho, alcanzándose valores mucho más elevados que en los casos I y II.

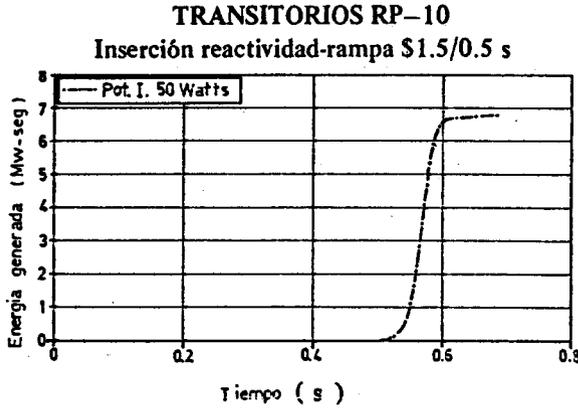


Fig. 6. *Energía generada acumulada versus el tiempo del transitorio. La energía liberada por el núcleo es cedida casi inmediatamente a los elementos que constituyen el núcleo, energía que prácticamente duplica los valores conseguidos en los modos I y II, en un tiempo de aprox. 0.05 s.*

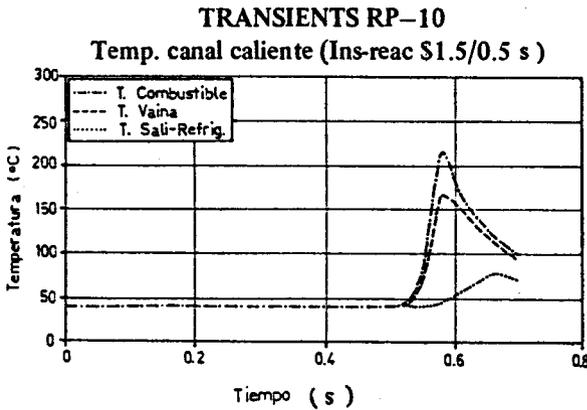


Fig. 7. *Evolución de las temperaturas del combustible, vaina y refrigerante a la salida del núcleo, durante el tiempo del transitorio. Puede observarse que las mayores temperaturas alcanzadas ocurren en el estrecho margen de aprox. 0.05s, a los 0.57s, de transcurrido el transitorio.*

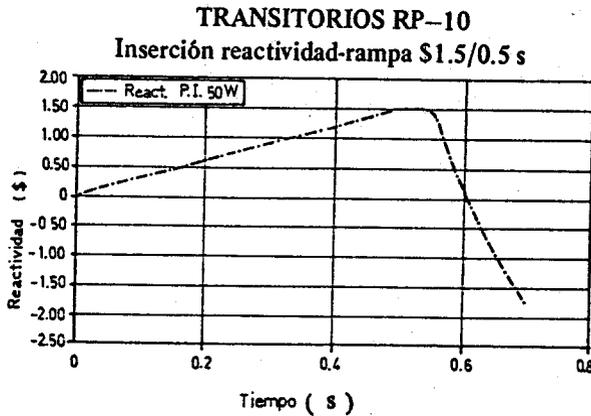


Fig. 8. Reactividad del sistema versus el tiempo del transitorio. Para este caso a de los modos I y II se alcanza a introducir los \$ 1.5/ en 0.5 s, puesto que a este tiempo la potencia conserva valores inferiores a los valores de disparo.

Tabla 7. Resultados para una potencia inicial de 20 Watts

Modo	T. Superficie de la vaina °C	Potencia máxima MW	Temp. Centro combustible °C	T. Salida del refrigerante °C
Mode Ix	160.3 a 0.598 s	170.7 a 0.58 s	211.1 a 0.594 s	76.0 a 0.686 s
Mode IIx	161.6 a 0.602 s	173.0 a 0.58 s	215.2 a 0.596 s	81.4 a 0.714 s
Mode IIIx	160.1 a 0.594 s	176.3 a 0.58 s	220.5 a 0.594 s	85.3 a 0.844 s

5 Conclusiones

El accidente por inserción positiva de reactividad de \$1.5/0.5s en los modos de operación I y II no conducirán a una fusión de la vaina, ya que la temperatura pico alcanzada en la superficie de la vaina es a de 79.7 y 86.3°C respectivamente. En el modo de operación III se alcanzan mayores temperaturas en razón de tener operando una sola bomba y haberse mantenido el disparo de las barras para el "scram" a una sobrepotencia de 12 MW. Cuando el reactor esté operando con una potencia inicial de 50 Watts, el RP-10 tendrá una evolución mucho más rápida y elevada de los parámetros de potencia y temperatura que en los modos de operación I y II a 0.568 s de iniciado el transitorio. Para el caso de 20 Watts se tendrá una evolución similar pero con valores ligeramente mayores.

Dado que las evoluciones de temperatura del núcleo se dan en tiempos muy pequeños (para estos casos menores a un segundo), la velocidad de extracción de barras que lleven a inserciones de reactividad de $\$1.5$, o mayores, en 0.5 s, se tendrá en consecuencia accidentes de este tipo que podrían conducir a una fusión de las placas combustibles.

Por los resultados obtenidos se puede aseverar que es más riesgosa la ocurrencia de este accidente a bajos niveles de potencia, precisamente cuando el reactor eleva la potencia hasta alguno de los modos de operación.

6 Referencias

- [1] W.L. Woodruff, Informe Final de Experto OIEA, PER/9/11-05.
- [2] NUKEM / INTERATOM, Core Analysis Report.
- 3 CNEA, Informe Preliminar de Seguridad RP-10 Cap. IV: Reactor, Buenos Aires, 1984.
- [4] CNEA, op. cit., Cap. XV: Especificaciones sobre límites y condiciones de operación.
- [5] W.L. Woodruff, Kinetics and Thermal-hydraulics capability for the Analysis of Research Reactors, Nucl. Tech. 64, 196, 1984.
- [6] ANL, Safety related Benchmark Calculations for MTR Type Reactors performed by the RERTR Program, Argonne National Laboratory.
- [7] PARET a Program for the analysis of Reactor transients, IDO-17282, Philips Petroleum Company.
- [8] CNEA, op. cit. Cap. VII: Instrumentación y Control.

Análisis de transitorios por inserciones de reactividad en reactores de investigación por Gerardo Lázaro se distribuye bajo una Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-SinDerivar 4.0 Internacional.