

# Análisis de seguridad para el accidente de inserción de reactividad en el núcleo 28 del reactor RP-10

Alberto Gallardo [agallardo@ipen.gob.pe](mailto:agallardo@ipen.gob.pe)  
Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad, Instituto Peruano de Energía Nuclear,  
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

## Resumen

En este trabajo se analizan los efectos del accidente que se produciría durante una experiencia de irradiación a 5 w, debido a una inserción de reactividad de 1.5\$ en 0.3s que provocaría una excursión de potencia. Ante esta posibilidad se evalúa si ocasionaría daño a los elementos combustibles y produciría un grave accidente radiológico por la fuga del material radiactivo de dichos elementos. La evaluación se realizó utilizando el código PARET. Los resultados para el núcleo 28 del reactor RP-10 muestran que la temperatura máxima que puede alcanzar la cubierta de aluminio de la placa combustible más exigida es de 269 °C; por lo tanto, no se produciría falla de ningún elemento combustible ni accidente radiológico.

## Abstract

In this work are analyzed the effects of the reactivity insertion accident of 1.5\$ in 0.3s that produces a power excursion, that could take place during a experience of irradiation to 5 w. Due to this possibility, it is evaluated if will produce damage in fuel assemblies that causes a serious radiologic accident by leakage of the radioactive material for damage of these assemblies. The simulation of accident is done with code PARET. The results for nucleus 28 of RP-10 reactor showed that the maximum temperature that can reach the aluminum cover of the fuel plate more demanded is 269 °C, therefore, do not produce damage of fuel assemblies and therefore radiological accident would not take place.

## 1 Introducción

El análisis de seguridad sirve para evaluar si el diseño del reactor y los límites fijados para la actuación de los mecanismos de seguridad garantizan, en caso de un accidente, que no se produzcan daños ni fuga de material radiactivo.

El diseño del reactor del RP-10 permite tener coeficientes de realimentación negativos de tal manera, que en caso de incrementos de temperatura, se produzca una reactividad negativa. Los límites fijados para la actuación de los mecanismos de seguridad deben permitir por un lado, el uso del reactor para los fines prácticos, y por otro, evitar que se dañen los elementos combustibles.

En el presente trabajo se hace el análisis de seguridad del reactor RP-10 para un accidente de inserción de reactividad durante una experiencia. Para ello se hará una simulación del accidente con el código PARET [1] usado para hacer cálculos termohidráulicos y neutrónicos.

## 2 Hipótesis y datos de entrada

Los datos de entrada consisten en: datos generales y evaluados [2]; datos de hipótesis de cálculo y datos calculados o mediciones propias para cada núcleo.

Los datos de hipótesis de cálculo [3] son:

- 1) Accidente durante un experimento de inserción de reactividad de 1.5 \$ en 0.3 s.
- 2) Estado inicial crítico con potencia de 5 w.
- 3) Núcleo (Tabla 1) con 29 elementos combustibles, sin considerar el quemado.
- 4) Teniendo en cuenta que la potencia nominal del RP-10 es 10 MW, el límite de la potencia máxima es 12 MW.
- 5) Refrigeración por convección natural.
- 6) Temperatura inicial del agua 20 °C.
- 7) Modelo de núcleo PARET de 3 canales.
- 8) Se consideran sólo las barras de seguridad para la extinción del reactor.

Los datos propios del núcleo 28 del reactor RP-10 son:

- 9) El canal caliente con factor de pico total de 2.2161 [4] representa a 3 elementos

combustibles (EC) con el 9.9099% del combustible nuclear total.

10) El canal intermedio con factor de pico total de 1.50 [3] representa 5 EC con el 17.1171% del combustible total.

11) El canal frío con factor de pico total de 1.50 [3] representa 21 EC con el 72.9730% del combustible total.

12) Peso total barras de seguridad 9.350 \$; de las barras de control es 7.357 \$. [5].

13) Tiempo máximo de caída de barras de seguridad es 0.60 s. [6].

14) Se adopta un tiempo de retardo de 0.20 s [3] en vez de 0.09 s de [6].

15) Coeficiente reactividad por vacío del moderador es  $-0.2290 \text{ } \$/\%v$  para todos los canales [7].

16) Coeficiente reactividad por temperatura del moderador es  $-0.8333E-2 \text{ } \$/^{\circ}\text{C}$  para todos los canales [8].

**Tabla 1.** Configuración Núcleo 28.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	TN	G	PI	G	G	G	PI	G	G
2	G	B	N28	N24	N22	N25	N29	G	G
3	G	B	N20	C04	N14	C03	N27	G	G
4	G	PI	N06	N15	N08	N07	N17	PI	G
5	G	B	N11	N16	PI	N12	N21	G	G
6	G	B	N23	C06	N19	C01	N26	G	G
7	G	B	N31	N13	C07	N05	N30	G	G
8	G	G	G	G	G	G	G	G	G
9	PI	G	G	G	G	G	G	G	PI

N: EC normal, C: EC control, PI: Posic. Irrad. G: Grafito, B: Berilio, TN: Tubo neumático

### 3 Descripción de la Metodología de Cálculo del PARET

En [9] se describe la metodología.

En resumen el modelo del PARET consiste de un núcleo representado por cuatro o menos regiones, cada una con diferente generación de potencia, flujo másico de refrigeración, parámetros hidráulicos, coeficientes de realimentación, picos de potencia.

Cada región se representa por una simple placa combustible más su canal de refrigeración asociado. Cada una de estas regiones está pesada por la cantidad de combustible con el propósito de calcular las reactividades de realimentación y potencias en cada región.

La transferencia de calor al interior de cada placa combustible se calcula con la ecuación de conducción, permitiendo discretizar hasta 20 secciones o 21 nodos axiales y 43

secciones o 44 nodos radiales. La fuente de calor se calcula de acuerdo a la cantidad de combustible, factores espaciales (f. de pico) y el nivel de potencia de cada región.

La transferencia de calor de la placa al canal refrigerante se calcula con la ecuación de convección. Se emplean correlaciones para diferentes regímenes como por convección natural o forzada, ebullición nucleada, de transición o de película estable.

Los cálculos hidrodinámicos están basados en el modelo de la integral del momento, en el que se representan las leyes de conservación: de masa, momento y energía; que se resuelven para cada región y temporalmente. El PARET tiene una biblioteca de datos termodinámicos para el agua en estado líquido, doble fase y vapor sobrecalentado.

La evolución de la potencia del reactor está gobernada por la solución numérica de las ecuaciones cinéticas de un reactor puntual, a la cual están acopladas las ecuaciones de las reactividades debidas a la realimentación por: expansión radial de las placas combustibles, variación de la densidad del moderador, variación de la temperatura del combustible y moderador. Así mismo se acoplan las ecuaciones que representan la inserción de reactividad externa en función del tiempo.

La salida del PARET permite conocer para cada paso de tiempo fijado y en cada una de las regiones: la potencia, la energía generada, las reactividades (total, insertada, y las de realimentación), las temperaturas en cada nodo axial del moderador y de la placa combustible, el flujo másico del refrigerante, fracción de vacío, estado del agua, flujo de calor, pérdida de presión. Es decir, resultados termohidráulicos, potencias y reactividades.

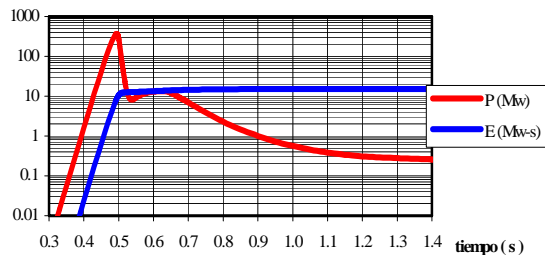
El modelo del PARET tiene entre sus limitaciones que usa correlaciones de transferencia de calor de estado estacionario y emplea un modelo hidrodinámico para fluido incompresible.

### 4 Resultados y Discusión

Esta descripción y análisis de la evolución del accidente de inserción de reactividad de 1.5 \$ en 0.3 s, se basa en los resultados de la simulación realizada con el PARET para el

canal caliente, debido a que es la región más exigida térmicamente.

En la Figura 2 se observa que debido a la inserción de 1.5 \$ en 0.3 s, el reactor se pone supercrítico y se inicia una excursión de potencia, la cual es pronunciada a partir de los 0.4 s, alcanzando el límite de potencia de 12 Mw a los 0.43 s, en que los sistemas de seguridad activan la caída de las barras de seguridad y de control, debido al retardo, las barras comienzan a caer a los 0.63 s. Esta excursión de potencia alcanza un pico de 366 Mw en 0.49 s, luego del cual decae la potencia para alcanzar un segundo pico de 13 Mw en 0.63 s. El decaimiento del primer pico de potencia se debe a la generación de vacío (menor densidad del moderador agua) por el rápido calentamiento de la placa combustible, ver Figura 3, lo cual induce una reactividad negativa mayor que la insertada, ver Figura 4, poniendo subcrítico al reactor. El segundo pico se debe a que por descenso brusco de la temperatura de la placa combustible, ver Figura 3, disminuye el vacío y el valor de la reactividad negativa, volviendo a ser supercrítico el reactor por muy poco tiempo, luego del cual la potencia decae permanentemente debido a la inserción de las barras de seguridad.

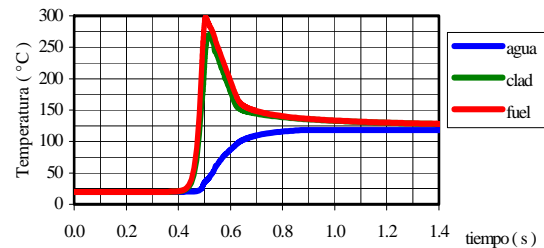


**Figura 1.** Evolución de la Potencia (P) y la Energía Acumulada (E).

En la Figura 1 también se grafica la energía acumulada generada por la fisión nuclear, que crece paralelamente a la excursión de potencia hasta los 0.5 s, luego de este tiempo, al disminuir la potencia, el crecimiento de la energía acumulada es cada vez menor. Para claridad de la figura 2, la evolución se grafica a partir de 0.3 s.

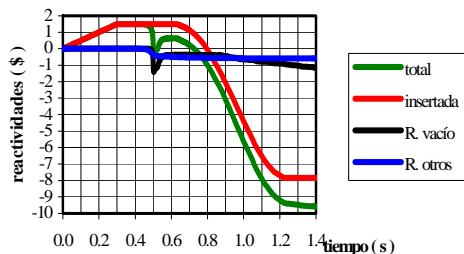
En la figura 2 se observa que debido a la excursión de potencia, se libera una gran cantidad de energía, las temperaturas del combustible nuclear (fuel), vaina (clad) y

moderador (agua) aumentan rápidamente a partir de los 0.4 s, alcanzando picos en el canal caliente de 297 °C para el fuel y 269 °C para el clad. Estos picos son alcanzados entre los 0.503 s y 0.518 s, luego de los cuales las temperaturas del fuel y del clad disminuyen permanentemente. Se observa que la temperatura del moderador (agua) en el canal caliente, en el rango de tiempo mostrado, siempre crece, alcanzando el estado de ebullición másica.



**Figura 2.** Evolución de las Temperaturas.

En la Figura 3 se observa que las reactividades más importantes son: la insertada y por vacío del moderador. La evolución de la reactividad por vacío depende de la tasa de generación de vacío en el moderador, esta crece a partir de los 0.4 s por el rápido incremento de las temperaturas (Figura 2), la reactividad negativa producida por la realimentación por vacío junto con las otras realimentaciones logran que el reactor se ponga crítico a los 0.49 s, luego, del cual su magnitud disminuye. Al estar subcrítico el reactor disminuyen la potencia (Figura 1) y las temperaturas (Figura 2) lo cual provoca que disminuya el vacío del moderador y la reactividad negativa provocando un pico menor de potencia la cual es controlada por la inserción de las barras de seguridad a los 0.63 s. Se debe notar que la reactividad por vacío crece negativa y lentamente a partir de 0.89 s, esto es debido, al lento enfriamiento de la placa combustible que calienta al agua. La reactividad total crece desde 0.0 \$ (crítico) hasta la inserción de reactividad de 1.5 \$ en 0.3 s (supercrítico), luego, de lo cual sigue la evolución de la reactividad por vacío hasta los 0.63 s en que se introducen las barras de seguridad, que pone subcrítico al reactor a partir de 0.72 s.



**Figura 3.** Evolución de las Reactividades.

No se grafican los resultados de los otros dos canales, intermedio y frío, en donde la potencia y las temperaturas tiene la misma evolución, aunque alcanzan picos con menores valores que en el canal caliente. Se espera para todos los canales, debido a la disminución permanente de la generación de energía, que la evolución de las temperaturas de la placas disminuyan, y por consiguiente, la transferencia de calor al agua, lo cual no se gráfica.

## 5 Conclusiones

Es el diseño del núcleo, a través de los coeficientes de realimentación de reactividad negativos antes que los mecanismos de seguridad, los que protegen inicialmente al reactor ante el accidente de inserción de reactividad de 1.5 \$ en 0.3 s. Sin embargo, es sólo por poco tiempo, en el caso analizado, el reactor nuevamente se pone supercrítico. Son las barras de seguridad, que introducen una gran cantidad de reactividad negativa, las que definitivamente, ponen subcrítico al reactor, apagándolo. De esta manera se evita que siga incrementándose la energía generada.

Los mecanismos de seguridad del reactor, para la caída de las barras de seguridad, en este accidente son activados por alcanzarse el límite de potencia de 12 MW. Los tiempos de retardo para la actuación, así como el tiempo de caída de barras, permiten la actuación eficaz de las barras de seguridad.

Debido a que la temperatura máxima que alcanza la vaina de aluminio en el canal caliente es de 269 °C, menor a la temperatura de ablandamiento del aluminio de 450 °C y mucho menor que la temperatura de fusión de 650 °C no se producirá daño en los elementos combustibles ni fuga de material radiactivo de los mismos.

El diseño del núcleo del reactor y los mecanismos de seguridad son eficientes para controlar la excursión de potencia debido a un accidente de inserción de reactividad de 1.5 \$. Sin embargo, conservadoramente, en el reactor RP-10 debe limitarse la reactividad por experimento a menos de 1 \$.

Debido a que el diseño del núcleo es la primera protección del núcleo se deben verificar siempre los coeficientes de reactividad en cada configuración del núcleo.

## 6 Agradecimientos

Al personal de operación del reactor RP-10 y del Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad por su apoyo para la realización de las experiencias necesarias para esta evaluación.

## 7 Referencias

- [1] Obenchain CF. PARET – A program for the analysis of reactor transients. IDO-17282, USA, 1969.
- [2] Gallardo A. Procedimiento de elaboración de datos de entrada para el PARET. Informe Interno IPEN, Perú, 2003.
- [3] Lázaro G. Análisis de accidente por inserción de reactividad \$1.5 / 300ms Núcleo 26 del reactor RP-10. Informe Interno IPEN, Perú, 2004.
- [4] Gallardo A. Cálculo factores de pico inicio del Núcleo 28 del RP-10. Informe Interno IPEN, Perú, 2006.
- [5] Castro J. Valor de Reactividad de las barras de control y seguridad del RP-10. Memo Interno IPEN, Perú, 2006.
- [6] Castro J, Arrieta R. Tasa de inserción de reactividad por extracción de barras de control del reactor RP-10 para el Núcleo 28 inicio de ciclo. Informe Interno IPEN, Perú, 2006.
- [7] Vela M, *et al.* Determinación del coeficiente de reactividad por vacío en el Núcleo N° 28 del reactor RP-10. Informe Interno IPEN, Perú, 2006.
- [8] Castro, J., Giol, R., Medición del Coeficiente realimentación de reactividad por Temperatura al Inicio del Núcleo 28. Informe Interno IPEN, Perú, 2006.
- [9] Lázaro G. Análisis de transitorios por inserciones de reactividad en reactores de investigación. Tesis de Maestría, Perú, 1995.