

C.I.R. A.I.

CONVERSION DE UN NUCLEO DE ALTO ENRIQUECIMIENTO
A BAJO ENRIQUECIMIENTO: ANALISIS
DE ACCIDENTES

POR

P. ABBATE, R. RUBIO, A. DOVAL y O. LOVOTTI

INVAP S.E.
Buenos Aires - República Argentina

Trabajo a ser presentado a la XVIII Reunión Anual
de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear,
22-26 octubre de 1990 en Buenos Aires, Argentina.

**CONVERSION DE UN NUCLEO DE ALTO ENRIQUECIMIENTO A BAJO ENRIQUECIMIENTO ;
ANALISIS DE ACCIDENTES**

AUTORES :

Abbate, Pablo (x) Rubio, Raul (x)
Doval, Alicia (x) Lovotti, Osvaldo (x)
(INVA S.E.)

1) INTRODUCCION :

El presente trabajo analiza los distintos accidentes que pueden darse en la instalación del reactor después de la conversión del núcleo HEU al 20%. El reactor (de 3 Mw térmicos), construido en las décadas del '50-'60, es de tipo "swimming pool", con agua liviana y elementos combustibles tipo MTR de placas curvas, enriquecidos al 93.15%.

Este análisis incluye :

- a) Accidentes por inserción de reactividad b) Accidentes por pérdida de refrigerante
c) Accidentes por transitorios de caudal d) Liberación de productos de fisión

2) ANALISIS :

2.1) ACCIDENTES POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD :

Se evaluó el comportamiento dinámico del elemento combustible LEU en accidentes por inserción de reactividad, teniendo en cuenta la evolución de las variables más importantes relacionadas con la seguridad nuclear, esto es : potencia, liberación de energía, reactividad, temperatura de combustible, vaina y refrigerante.

En este análisis se emplearon dos configuraciones :

- Núcleo de equilibrio de 28 EC normales con queado. • Primer núcleo de trabajo de 19 EC normales.

Las situaciones accidentales consideradas son las siguientes :

- Caída de un EC normal sobre el núcleo. • Caída de un EC de control dentro del núcleo (cuando la barra de control es extraída, arrastra el EC).
- Máximo accidente creíble : caída de un EC de control dentro del núcleo de 28 EC (rampa de inserción de 2% en 500 msec).
- Máximo accidente en arranque : caída de un EC normal en el núcleo de 19 EC. (rampa de 2.5% en 700 msec).

2.1.1) Cálculos y resultados :

La evolución del reactor en los accidentes se realizó con el programa PARET 1/1.

También se evaluó la constante térmica característica (γ) del meat y de la vaina.

Los valores de referencia para el cálculo fueron:

| Item | Descripción | Valor |
|-------------|---|--|
| P_0 | Potencia inicial del reactor | 10^{-7} MW |
| L_0 | Tiempo de reproducción | 40.81 msec |
| β | Fracción de neutrones retardados | 777.7 pcm |
| K_0 | Conductividad térmica combustible | 10.0 W/(m \cdot °K) |
| K_{al} | Conductividad térmica aluminio | 180.0 W/(m \cdot °K) |
| C_0 | Capacidad térmica combustible | $2.079 \cdot 10^{-6}$ J/(°C \cdot m 3) |
| C_{al} | Capacidad térmica aluminio | $2.408 \cdot 10^{-6}$ J/(°C \cdot m 3) |
| α_r | Realimentación por temperatura refrigerante | $8.64 \cdot 10^{-3}$ (°K) $^{-1}$ |
| α_c | Realimentación por temperatura combustible | $2.57 \cdot 10^{-3}$ (°K) $^{-1}$ |
| α_d | Realimentación por densidad refrigerante | $4.44 \cdot 10^{-3}$ (Xvoid) $^{-1}$ |
| λ_0 | Rampa inicial de inserción | 1.50 %/(0.3 sec) |

Los resultados obtenidos para los accidentes considerados en el núcleo de 28 EC son :

| Reactividad Insertada | Potencia Pico [MW] | Energía Máxima [MJ] | Temperatura Max. Comb. [°C] (§) | Temperatura Max. Vaina [°C] (§) |
|-----------------------|--------------------|---------------------|---------------------------------|---------------------------------|
| (a) 1.5%/0.5seg. | 267.1 | 20.6 | 300.0 | 158.0 |
| (a) 2.0%/0.5seg. | 872.4 | 32.4 | 502.4 | 166.5 |
| (b) 1.5% | 267.9 | 19.4 | 301.3 | 160.5 |
| (b) 2.0% | 886.5 | 28.8 | 504.8 | 169.4 |

(a): Cálculos PARET / Inserción rampa
 (b): Cálculos PARET / Inserción escalón
 (§): Valores asociados con el canal caliente

2.1.21 Conclusiones :

Los análisis realizados para el núcleo convertido, muestran que las peores consecuencias se obtienen cuando el accidente se produce con el núcleo frío.

Los resultados obtenidos para diferentes inserciones de reactividad, muestran que no hay mayores diferencias entre accidentes por inserción de rampas o inserción escalón.

La duración del accidente (50 seg.) comparada con la constante térmica característica de la vaina de aluminio ($2.14E^{-03}$ seg.) muestran que el proceso no es adiabático, por lo tanto el combustible no es afectado por tensiones térmicas, pues tiene tiempo suficiente de liberar la energía hacia el refrigerante.

La mayor inserción analizada para el núcleo de 28 cajas muestra que en el peor de los casos, la máxima temperatura del combustible alcanza 500 C, que es menor que la temperatura de fusión del aluminio (630 C).

El análisis para el máximo accidente en arranque muestra que la temperatura de algunas placas combustibles es mayor que la temperatura de fusión del aluminio. En este caso, puede estimarse conservativamente que aproximadamente un 5% del núcleo se funde.

2.21 ACCIDENTES POR PERDIDA DE REFRIGERANTE, SIN EXCURSION DE POTENCIA:

Este tipo de accidentes, pueden causar un sobrecalentamiento del núcleo, teniendo en cuenta situaciones de pérdida de refrigerante debido a posibles roturas de cañerías.

Podemos realizar una clasificación en dos grandes grupos :

a) Roturas debajo del nivel de grilla, relacionados principalmente con cañerías del sistema primario de refrigeración.

b) Roturas por encima del nivel de grilla, relacionados con los tubos de irradiación.

2.2.11 Cálculos y resultados

La evolución del nivel de agua en la pileta del reactor, después de una rotura en un tubo de irradiación o una cañería, se calculó con el programa LOCA CAL /2/.

La variable más importante a tener en cuenta es el tiempo que demora la pileta en vaciarse, hasta que el núcleo quede descubierto. Se consideraron las siguientes roturas :

- Corte total de la cañería de desahogo ($\phi=10''$), en la conexión con la pileta
- Corte total de la cañería de desahogo ($\phi=10''$), a $2'10''$ de la conexión con la pileta
- Corte total del tubo de irradiación pasante ($\phi=6''$), con la rotura en un extremo
- Corte total del tubo de irradiación de $12''\times 12''$ con la rotura en el extremo interno
- Corte total del tubo de irradiación de $6''$, con la rotura localizada al borde de la pared de la pileta.
- Corte total del tubo de irradiación de $8''$, con la rotura localizada al borde de la pared de la pileta.

Se evalúa la potencia residual en el núcleo hasta el momento en que este se descubre. Se supone que el reactor está operando a máxima potencia (5Mw), y que el SCRAM se produce cuando el agua alcanza 3' bajo el nivel normal de operación. Además, se supone que se están empleando ambas piletas.

Con estas condiciones, y adoptando el criterio de refrigerar el núcleo por convección con agua, el tiempo disponible es de 18 minutos. El calor residual a este tiempo, es de 96 Kw.

2.2.21 Conclusiones :

• Roturas bajo el nivel de grilla : En todas las situaciones analizadas, se concluye que para evitar daños severos al núcleo, es necesario un adecuado uso de la válvula de control de flujo, para controlar el paso de convección forzada a convección natural. Luego del accidente; es mandatorio tenerla abierta por al menos 30 segundos.

• Roturas sobre el nivel de grilla : Para este tipo de accidentes, la acción a tomar es aislar ambas piletas. El tiempo calculado para evitar que el núcleo quede descubierto es de 18 minutos, que es el que se necesita para mover al miso hasta la piletta abierta. Para incrementar el margen de seguridad, se recomienda la siguiente acción sobre a) sistema de inventario de agua y b) válvula de control de flujo. Con a) se trata de mantener el nivel del agua y cerrando b) después de 30 seg. puede usarse el agua del tanque de almacenamiento para compensar la pérdida por la rotura en el tubo.

2.3 ACCIDENTES POR TRANSITORIOS DE CAUDAL :

Este tipo de situaciones tiene en cuenta :

- Rotura de la bomba del sistema primario
- Apertura espuria de la clapeta

2.3.11 Cálculos :

Los cálculos fueron realizados con el programa TRANS /3/ analizando la influencia del volumen libre en el tanque de almacenamiento, el "set-point" para la apertura de la clapeta y el "set-point" para scram por nivel de agua. Los casos analizados fueron :

- Rotura de la bomba y scram por falla de la misa : La evolución de la temperatura en el combustible, muestra que los límites de seguridad del EC se cumplen en todo momento.
- Rotura de la bomba y scram por 90% de caudal nominal : Idem anterior
- Apertura de la clapeta y scram : Este es el más severo de los tres accidentes. Otras condiciones de scram, producen fusión parcial de EC.

2.3.21 Conclusiones :

El último caso analizado es el que produce peores consecuencias, por lo que se realizan algunas sugerencias para incrementar el nivel de seguridad del reactor. Para evitar la apertura espuria de clapeta, el "set-point" de apertura de clapeta por bajo caudal debe ser ubicado por debajo del 90% de caudal nominal. Una vez que la clapeta se ha abierta, el scram es mandatorio, de otro modo el núcleo podría fundirse parcialmente, por lo tanto, es recomendable incrementar la redundancia en la detección de apertura espuria de clapeta.

2.4 LIBERACION DE PRODUCTOS DE FISION :

2.4.1 Cálculos y resultados:

Se calculo el inventario de actividad para el núcleo de bajo enriquecimiento en equilibrio, simulando la irradiación con el código ORIGEN II /4/.

Para la potencia de 5 Mw y una irradiación de 40000 Mw/Tu, el inventario es :

| | |
|------------------|--------------------------|
| Prod. activación | : 3.00E ⁰⁹ Ci |
| Actinidos | : 8.00E ⁰⁹ Ci |
| Prod. fisión | : 2.37E ⁰⁷ Ci |
| Total | : 2.48E ⁰⁷ Ci |

La conversión del núcleo, puede afectar las consecuencias de un accidente relacionado con fusión del núcleo y liberación de productos de fisión. Para evaluar la actividad liberada al medio ambiente, se adoptaron los siguientes valores :

- 10% de fusión de núcleo
- Liberación desde el EC al edificio :
 - Iodo y gases nobles : 10 %
 - Otros productos de fisión : 0.5%
- Liberación desde el edificio al medio ambiente :
 - Iodo : 2.0 %
 - Gases nobles : 100.0 %
 - Otros productos de fisión : 0.5%

2.4.2) Conclusiones :

Para los valores obtenidos en el inventario de la actividad en el núcleo, la actividad liberada al edificio y la actividad liberada al medio ambiente, no se observan grandes diferencias con los valores calculados para el núcleo original HEU.

Referencias :

- /1/ PARET Program for analysis of reactor transients - AEC Research and Development
- /2/ LOCA CAL "Discharge time for an irradiation channel break in a NTR reactor type" - A. Deval INVAP S.E.
- /3/ TRANS Computer code for thermalhydraulic transient calculations in pool-type reactors - P. Abbate INVAP S.E.
- /4/ ORIGEN II "Isotope generation and depletion code" ORNL - RSIC-CCC 371 (1980)

Figuras :

Accidente por inserción de reactividad - Inserción de 1.56/0.5 seg. - Efecto de distintas potencias iniciales

Fig 1 : Evolucion de la potencia

Fig 2 : Evolucion de la temperatura del combustible

