

PUESTA EN MARCHA NUCLEAR DEL REACTOR RA-6

José V. Lolich y Jose n. Boado
CNEA : CAB

C. N. E. A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1985

INTRODUCCION

El Reactor RA-6 es un reactor de 500 kw de potencia, de tipo pileta abierta y utiliza elementos combustibles tipo MTR enriquecidos según diseño al 20% en U^{235} . Fue proyectado por el departamento de Ingeniería de Reactores de la Gerencia de Ingeniería de la Comisión Nacional de Energía Atómica, en base a las especificaciones generales y la ingeniería conceptual establecidas por el Centro Atómico Bariloche. El contratista principal de la obra fue la empresa INVAP S.E. y su utilización será fundamentalmente en docencia, entrenamiento e investigación.

Dentro de la gran variedad de actividades realizadas durante la puesta en marcha nuclear del reactor, en el presente informe, se describen aquellos relacionados con:

- provisión de elementos combustibles;
- carga de elementos combustibles en el reactor;
- pruebas en frío de la instalación
- funcionamiento del Comité Ad-hoc para la puesta en marcha nuclear del reactor
- y puesta en marcha nuclear.

Es de destacar que los autores del presente trabajo si bien participaron activamente en la puesta en marcha nuclear del reactor, en el resto de los temas tratados han actuado como interlocutores, recopiladores y compaginadores de información.

1. PROVISION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Dado que surgieron problemas con el suministro de uranio enriquecido al 20% en U^{235} no fue posible para la Comisión Nacional de Energía Atómica, como estaba originalmente planeado, fabricar elementos combustibles frescos al 20% para el RA-6. Por ello la carga de combustible fue realizada con elementos combustibles ya utilizados, en el reactor RA-3 del Centro Atómico Ezeiza.

Primeramente se seleccionaron de la pileta de almacenamiento del centro Atómico Ezeiza aquellos elementos combustibles con menor quemado y mayor tiempo de enfriamiento. Dichos elementos fueron trasladados al Reactor RA-3 a fin de realizar con ellos el siguiente tratamiento:

- a. tratamiento químico, a fin de limpiar su superficie de óxidos y sales;
- b. tratamiento mecánico, a fin de reparar deformaciones en sus boquillas;
- c. posteriormente se verificó la linealidad de las boquillas con la estructura superior y además se verificó que ningún canal presentase obstrucciones;
- d. se desarrolló una facilidad experimental para determinar posibles escapes de productos de fisión, basada en la irradiación de cada elemento combustible con fuentes de neutrones; recolección de posibles productos de fisión en resinas y posterior medición de la actividad de esta última.

A partir de esta selección, 37 elementos combustibles quemados fueron considerados aptos para su utilización en el Reactor RA-6.

De los datos de que se disponía para los elementos combustibles seleccionados, se obtuvo que para cada caja combustible el contenido máximo de U^{235} era de aproximadamente 160 gr, su quemado del 17%, por lo cual cada caja contenía aproximadamente 22 gr de productos de fisión. A fin de calcular el blindaje a utilizar para el traslado a Bariloche, se tomó como tiempo de decaimiento el del elemento extraído más recientemente del núcleo del RA-3, esto es 7 años y se consideró que todos los elementos combustibles habían estado colocados en el núcleo del RA-3 durante 1 año y que el reactor había operado en forma ininterrumpida a 3 MW. A partir de estas consideraciones realmente conservativas se obtuvo para cada caja una actividad aproximada de 455 Ci y una tasa de exposición a 1 m de 180 R/h. Los contenedores para el traslado fueron diseñados de manera tal que a partir de este valor la tasa de exposición en contacto con el contenedor fuese menor de 200 mR/h. A partir de las recomendaciones del OIEA en lo referente a traslado de material físil se aceptó colocar 4 elementos por contenedor y trasladar hasta 5 contenedores juntos. Dichos contenedores se fabricaron de Pb de aproximadamente 70 mm de espesor, de forma cilíndrica recubiertos por hierro de 40 mm de espesor e internamente recubiertos por 2 mm de acero inoxidable; el peso total de cada contenedor era de aproximadamente 3000 kg.

El transporte de los 5 contenedores conteniendo 20 elementos combustibles en el primer viaje y 17 en el segundo fue realizado en un semiremolque, al cual fueron soldados y asegurados con cadenas cada contenedor. Cada viaje se realizó con un tractor de repuesto, personal de radioprotección, de salvaguardia y una fuerte guardia de Gendarmería Nacional.

La ~~tarea~~ ^{exposición} de exposición en contacto ~~con~~ los contenedores fue en todos los casos menor de 10 mrem/h. La misma resultó menor que lo calculado ya que al efectuar dicho cálculo se maximizó el tiempo de permanencia en el núcleo, la potencia y el tiempo de operación del reactor RA-3 y se minimizó el tiempo de enfriamiento.

Los elementos combustibles recibidos en el CAB, fueron alojados en el cementerio húmedo del reactor en planta sótano. Conjuntamente se recibieron 5 elementos combustibles frescos con barras de control que fueron alojados en el depósito frío de la instalación.

2. CARGA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES EN EL REACTOR

Dado que, por su potencia de diseño, no se prevé reemplazo de elementos combustibles por quemado de los mismos, el Reactor RA-6 fue construido sin canal de transferencia desde el cementerio húmedo del reactor; por ello para el traslado de los mismos se construyó un contenedor especial de plomo recubierto de acero inoxidable de aproximadamente 900 kg de peso con capacidad para un elemento.

Para ser trasladados al tanque del reactor fueron seleccionados visualmente aquellos elementos que presentaban menores abolladuras en su boquilla y placas menos golpeadas.

A fin de realizar la maniobra de carga de elementos al tanque del reactor se debió redactar un detallado Código de Práctica que reglamentaba la maniobra en su totalidad, dicho código fue aprobado por el Comité Ad-hoc de puesta en marcha nuclear del reactor. Al analizar el citado Código, se puso especial énfasis en asegurar la imposibilidad de que el contenedor de transporte pudiese caer sobre el núcleo del reactor, al ser este introducido en el tanque del mismo para extraer los elementos transportados. Se trasladaron al tanque del reactor 21 elementos irradiados, 12 de los cuales se colocaron en la grilla del reactor en posiciones pre-establecidas y los 9 restantes en el canasto de decaimiento. Para el movimiento del contenedor dentro del hall del reactor se utilizó el gancho de 5 tn del puente grúa con que cuenta la instalación.

Previo al traslado fueron colocadas en la grilla del reactor cuatro elementos con barras de control, las cuales estuvieron en todo momento totalmente introducidas.

Una vez finalizado el traslado se introdujo al tanque la fuente de neutrones de arranque.

El criterio seguido para colocar los elementos quemados en el núcleo, fue el de colocar aquellos elementos con mayor contenido de U^{235} en el centro del mismo.

3. COMITE AD-HOC DE PUESTA EN MARCHA NUCLEAR

Con anterioridad a la carga de elementos combustibles en el tanque del reactor, el CALIN (autoridad licenciante) pidió al CAB (entidad responsable) la formación de un Comité Ad-hoc para supervisar la puesta en marcha nuclear del reactor RA-6; estableciéndose como puesta en marcha nuclear el proceso que se inicia con la carga de elementos combustibles y moderador en el tanque del reactor hasta las pruebas finales a plena potencia. Dicho comité de 6 miembros, debía ser designado por el Director del CAB y sus miembros aceptados por el CALIN; dos de ellos pertenecientes al plantel del reactor, uno experto independiente y los tres restantes pertenecientes al organismo proveedor (INVAP S.E.).

El funcionamiento del Comité estuvo regido por un reglamento~~e~~ propuesto por el CAB y aceptado por el CALIN. Dicho Comité se constituyó en Bariloche el 20 de agosto de 1982.

A partir de las actuaciones del Comité, se desprenden entre otras las siguientes recomendaciones principales:

- al analizarse la documentación de la instalación se concluye que debería presentarse por parte de personal responsable, un resumen de la misma a fin de que ésta sea menos voluminosa;
- la puesta en marcha en frío de la instalación debería ser mandatoria para que se conceda la autorización de introducir combustible en la misma;

- es necesario establecer claramente en el reglamento de funcionamiento del Comité el alcance de las decisiones que éste toma y la forma de concretarlas;
- la CNEA debería contar con una lista de personas y organismos a los que pueda recurrirse en caso de requerirse asesoramiento. Se dió el caso de que las únicas personas con conocimientos en problemas que se presentaron, no pudieron dar asesoramiento al Comité por pertenecer a organismos que participaban en el Licenciamiento de la instalación
- debería establecerse qué entidad se hace cargo de los gastos que pudiesen surgir durante el funcionamiento del Comité (comunicaciones, movilidad, etc.)
- la autoridad licenciante debería dar su opinión respecto a lo actuado por el Comité.

4. PRUEBAS EN FRIO DE LA INSTALACION

Una vez que el Comité analizó y aprobó la documentación del reactor (protocolos de ensayo, Código de Práctica, Plan de Emergencia, Código de Operación, etc.), se procedió a realizar la prueba en frío de la instalación. Para ello se contaba, a pedido del Comité, con todos los valores de diseño o valores esperables en el ensayo para toda la instrumentación de la instalación.

Para la realización de la prueba, INVAP S.E. presentó para cada subsistema el procedimiento a seguir para la veri-

ficación de su correcto funcionamiento, dichos procedimientos fueron analizados en detalle por el Comité, en algunos casos modificados y finalmente aprobados.

La prueba en frío de la instalación fue realizada el día 18 de setiembre de 1982 y a partir de los resultados obtenidos, el Comité redactó un informe que contiene los resultados y en particular los valores indicados para toda la instrumentación del reactor; es de destacar la importancia que este informe ha tenido en la posterior operación rutinaria del reactor, ya que permitió contar con valores iniciales que han posibilitado realizar correcciones preventivas en equipos y/o sistemas cuando dichos valores se apartan significativamente de los valores iniciales.

5. PUESTA A CRITICO DEL REACTOR

Para la puesta a crítico del reactor, la empresa constructora INVAP S.E. presentó al Comité un detallado código de procedimiento el cual fue analizado, modificado y aprobado por el Comité Ad-hoc; el mismo incluía las distintas configuraciones de núcleos que se irían armando hasta alcanzarse la configuración crítica; dichos detalles en los pasos a seguir eran de gran importancia en este caso, dado que no se conoce con la suficiente exactitud el grado de quemado de los elementos combustibles, por lo cual no era posible predecir por cálculo el núcleo con el cual se alcanzaría la criticidad.

Respecto al quemado de los elementos, el criterio adoptado por el Comité, al determinar las distintas configuraciones de núcleo a armarse, fue el de asumir que el mismo era el mínimo posible, o sea que eran elementos frescos sin quemado previo.

Además de ello era conveniente iniciar las operaciones con una configuración subcrítica a fin de que el personal interviniente en las mismas se familiarizase con la instalación y con el comportamiento de la instrumentación.

Dicho código de procedimiento contenía además del esquema de movimiento de barras de control, niveles de disparo de la lógica de seguridad, indicaciones esperables en los canales de arranque, etc.

Durante todo el proceso de aproximación a crítico un grupo de físicos realizaba los cálculos necesarios para predecir el punto de criticidad. En estas operaciones el Comité facultó al Jefe del Reactor a no tener que pedirle autorización para tomar decisiones debiendo detener de inmediato la operación si algún miembro del Comité expresaba su desaprobación. Ello fue beneficioso ya que los operadores del reactor eran dirigidos en sus operaciones por una sola persona (en lugar de un equipo), no teniendo así dudas o confusiones sobre la operación a realizar en cada caso. Durante el proceso de puesta a crítico se autorizó a permanecer en sala de control principal del reactor al personal mínimo involucrado en las operaciones, lo cual creó un clima de trabajo adecuado a las operaciones que se realizaban.

La criticidad del reactor se alcanzó el día 23 de setiembre de 1982. El núcleo para el cual se alcanzó criticidad (núcleo N° 3) resultó ser uno tal, que de acuerdo a los cálculos efectuados con los datos de quemado con que se disponía era fuertemente subcrítico. En la Figura 1 se muestra la disposición del núcleo N°3; la criticidad se alcanzó con S1 y S2 al 100%, C1 al 100% y C2 al 61%. Posteriormente se procedió a verificar el disparo de la lógica de seguridad en lo que hace al disparo por flujo lineal, por flujo logarítmico y período; y se realizó la calibración de una de las barras de control. El día 29 de setiembre de 1982 se alcanzó la potencia de diseño.

Respecto a haber utilizado un núcleo totalmente fresco, la única diferencia notable, salvo la actividad de los elementos, fue un notorio incremento en la conductividad del agua al aumentarse la potencia. Este efecto, atribuido a los posibles depósitos de material sobre las placas ocasionados en la limpieza realizada, desapareció luego de varias horas de trabajo a potencia. Actualmente la conductividad del agua operando por más de 5 hs a 500 kw es menor de 0,6 $\mu\text{mho/cm}$ y la tasa de exposición en boca de tanque menor de 0.5 mR/h.

BIBLIOGRAFIA

1. Fernández, C., "Recepción de elementos combustibles", informe RA-6, 19 de julio de 1982.
2. Libro de Actas del Comité Ad-hoc para la puesta en marcha nuclear del reactor RA-6, Bariloche, septiembre de 1982.
3. "Pruebas en frío realizadas en el Reactor RA-6, previas a la puesta en marcha nuclear", Bariloche, septiembre de 1982, Comité Ad-hoc para la puesta en marcha nuclear del reactor RA-6.
4. "Informe sobre el tratamiento químico y mediciones efectuadas a los elementos combustibles enviados al RA-6", documento RA-6-05040024-EA.
5. "Estudio sobre la adecuación de elementos combustibles irradiados del RA-3 para su uso en el RA-6", documento RA-6-0504-0014-EA.
6. "Sistema para detectar pérdidas de productos de fisión a través de las vainas de elementos combustibles", documento RA-6-0504-0015-EA.
7. "Ensayo dimensional de los elementos combustibles para el RA-6", documento RA-6-0504-0015-E1.
8. Calzeta, D. y Amato, H., "Estudio sobre la adecuación de elementos combustibles irradiados en el RA-3 para su uso en el RA-6", enero de 1982.
9. "Contenedor para el transporte de elementos combustibles tipo RA-3", producido por el Ing. M. Goñi, documento RA-6-0501-0007-IA-0, 12 de noviembre de 1981.

REACTOR RA-6

NUCLEO N°3

A_i CANAL DE ARRANQUE
 x ELEMENTO COMBUSTIBLE QUEMADO
 S_i BARRA DE SEGURIDAD
 C_i BARRA DE CONTROL
 G REFLECTOR DE GRAFITO

8	7	6	5	4	3	2	1	
								J
								I
								H
		A ₃						G
	x ₁₆₇	x ₁₅₉	x ₁₇₄	x ₁₅₅	x ₁₃₁			F
	x ₁₇₁	S₂	x ₁₃₃	C₁	x ₁₇₇	G	A ₁	E
	x ₁₃₄	x ₂₁₅	x ₁₈₅	x ₁₇₅	x ₂₁₈	G		D
	x ₁₈₀	C₂	x ₁₅₄	S₁	x ₁₅₇	G	A ₂	C
	x ₁₇₉	x ₁₈₁	x ₁₇₀	x ₂₁₇	x ₁₃₇			B
								A

FIG 1