

DEPARTAMENTO REACTORES NUCLEARES

"ANALISIS DE ALTERNATIVAS PARA LA CONSTRUCCION DE UN
REACTOR DE POTENCIA INTERMEDIA"

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

DEPARTAMENTO REACTORES NUCLEARES

"ANALISIS DE ALTERNATIVAS PARA LA CONSTRUCCION DE UN
REACTOR DE POTENCIA INTERMEDIA"

Diciembre de 1976

Objetivo: reactor armado + facil irradiac 29/9/76.
 Requerimientos con a ~~descripción~~ descripción para el reactor

Guía

Manual de diseño

Safety report

Flow Sheets de sistema isla nuclear

Presupuestos sobre costos

Información sobre experiencia operativa y problemas
 tecnológicos constructivos

Método de construcción

- 1/3 QEC ingeniería

- 1/3 AEC construcción

- 1/3 Suministro NSSS

Para las facil. mod.

- Caract. técnicas

Plan de utilización para P HWR y BWR

Frecuencia de uso - Resultados.

Costos.

Metodología

5 tipos

~~Verificar la alternativa seleccionada~~

Objetivo pre 2.- Recibir la información necesaria para decidir
 alternativa en cuanto a tipo de reactor y facil. adicionales
 y modo de realización para aval del Presidente

Análisis preliminar de factibilidad

1.- Verificar la alternativa seleccionada

11 - Tipo de reactivo y Característica (incluye safety)

12 - Costos estimados

13 - Plazos

(Cronogramas preliminares).

14 - Necesidad de personal

15 - " de infraestructura

RPI

1st ~~seccion~~ seccion

Plantas de potencia

Requerimientos

Metodología

Back Joint Venture

NRU
 Genet.

200 MW 100 MW

250 MW

Enrique

Demand

Ricardina

Pau Rausby

Correa

Garabato

Arias

PF.

1.6 - areas de coparticipação

Meios para realizá-lo

- visitas
- informes no confidencial.
- informes confidenciais
- meetings

I N D I C E

PARTE I - BASES DEL ANALISIS

Capítulo 1 - Finalidades	1
Capítulo 2 - Requerimientos y Análisis	3
Capítulo 3 - Opciones	14

PARTE II - OPCION REACTOR DE AGUA PESADA PARA IRRADIACIONES Y ENSAYOS

Capítulo 4 - Descripción del Reactor NRU	20
Capítulo 5 - Trasposición al caso nuestro	35
Capítulo 6 - Tiempos y Costos	39

PARTE III - OPCION REACTOR PROTOTIPO

Capítulo 7 - Tendencias en el desarrollo internacional de reactores avanzados a agua pesada	41
Capítulo 8 - Descripción del reactor Gentilly-I	52
Capítulo 9 - Descripción del reactor CIRENE	64
Capítulo 10- Trasposición a nuestras condiciones	79
Capítulo 11- Tiempos y costos	92

PARTE IV - REACTOR PROTOTIPO VS. REACTOR PARA IRRADIACION Y ENSAYOS

Capítulo 12- Incompatibilidades	94
Capítulo 13- Tecnología en estos reactores	98

PARTE V - CONCLUSIONES FINALES

PARTE I

"BASES DEL ANALISIS"

CAPITULO 1

"FINALIDADES"

1.1 INTRODUCCION

Con fecha 17 de setiembre de 1976, el Sr. Director de Investigaciones y Desarrollo encomendó al Departamento de Reactores Nucleares el estudio de un reactor de Potencia Intermedia. Se impuso que debía cumplir con determinadas finalidades, que se enumeran a continuación.

1.2 FINALIDADES

- 1.2.1 El RPI deberá proveer al Departamento de Elementos Combustibles las facilidades experimentales de irradiación adecuadas que, juntamente con los loops de baja y alta presión para los respectivos ensayos hidrodinámicos y termohidráulicos y las celdas calientes para el análisis y verificación post-irradiación del comportamiento de los elementos combustibles, permitan ejercer y ampliar la capacidad de diseño y fabricación de los mismos por parte de dicho Departamento, concretando una capacidad propia de realización en esta importante materia, integrante del fundamental rubro de los suministros a centrales.
- A tal fin deberá estudiarse la inclusión de loops de irradiación en el Reactor que concreten las mencionadas facilidades experimentales.
- 1.2.2 El Reactor deberá asimismo proveer facilidades adecuadas in-core para la realización de experiencias y ensayos de materiales (daño por radiación) bajo condiciones de alto flujo neutrónico.
- 1.2.3 Las características de diseño, potencia y operación deberán

ser las convenientes para la producción en gran escala de radioisótopos, a fin de afianzar la posición del país en dicho campo.

- 1.2.4 Igualmente, El Reactor poseerá las instalaciones necesarias (canales para la obtención de flujos de neutrones externos) que permitan la realización de experiencias en física y en otros campos en los que se avizoren posibles aplicaciones.
- 1.2.5 El RPI deberá ser, esencialmente, la herramienta adecuada para el cumplimiento en la materia de la misión de la Dirección en cuanto establece que debe "procurar el dominio de la tecnología nuclear (y) consolidar una infraestructura científico-tecnológica con capacidad de producir innovaciones en los campos de su competencia".
En consecuencia, se estudiará el tipo de reactor, potencia, características, etc. que más convengan a tales fines.
- 1.2.6 Todo otro objetivo que esté inscripto en la política que la Institución ha fijado en el campo de la ciencia y de la tecnología nucleares, para lo cual se elevarán las respectivas propuestas para su evaluación y pertinente aprobación.

CAPITULO 2

"REQUERIMIENTOS Y ANALISIS"

- 2.1 Se procedió a analizar los requerimientos formulados por los Departamentos Elementos Combustibles, Materiales, Radioisótopos, Física e Ingeniería Química, que cubren en forma aproximada respectivamente los puntos 1.2.1 a 1.2.4 y el punto 1.2.5 se analizó teniendo en cuenta además los planes de trabajo de los Departamentos Elementos Combustibles y Materiales así como el hecho de que no se conoce hasta el presente la definición por parte de CNEA respecto de la línea de Centrales de segunda generación.
- 2.2 En el informe presentado por el Departamento Combustibles Nucleares, se plantean requerimientos y sugerencias.
- 2.2.1 Requerimientos de que, para la época de su entrada en servicio, el RPI permita efectuar:
- 2.2.1.1 "Trabajo de desarrollo de combustibles con óxidos mixtos UO_2/PuO_2 como línea de avanzada de los reactores CANDU".
- 2.2.1.2 "Trabajo de desarrollo del ciclo de combustibles con otras líneas de reactores".
- 2.2.1.3 "Tareas de apoyo en cuanto al comportamiento de combustibles en operación, para mantener abierta la vía de asegurar la adecuada performance de los sistemas combustibles de los reactores existentes".

La satisfacción del punto 2.2.1 exige un flujo de 2×10^{14} n/cm² seg que debe alcanzarse dentro de un margen de potencia

razonable (~ 100 MW(t)) . En caso que el RPI fuese un prototipo HWRBLW, para cumplir esa exigencia y asegurar un quemado en escala de los elementos combustibles, es muy posible que se necesitara enriquecerlos. Así, el RPI debería estar programado para emplear una cierta cantidad (por ejemplo la mitad del núcleo) de elementos combustibles con óxidos mixtos UO_2/PuO_2 ; en tal sentido se ha encargado a la División Cálculo y Análisis que efectúe un estudio tomando en cuenta los parámetros de diseño tales como potencia, flujo, exceso de reactividad y quemado de los elementos combustibles. Igualmente se considera necesario estudiar las posibilidades de un reactor experimental de alto flujo tipo NRX ó NRU avanzado, dado que no tiene las mismas exigencias. (*)

2.2.2 Sugerencias

Se sugiere además:

- 2.2.2.1 "Que la ingeniería de los propios elementos combustibles del núcleo del RPI (Diseño, ensayo de irradiación, procesos de fabricación y examen de post-irradiación) sea integrada y desarrollada por la CNEA".

Esta sugerencia está en un todo de acuerdo con las finalidades del RPI.

- 2.2.2.2 "Proponer el uso de un ciclo de combustible apropiado para el país, por ejemplo UO_2/PuO_2 para reactores térmicos".

Esto es igualmente aceptable, pero debemos esperar a un estudio paramétrico del reactor y ver cómo se pueden satisfacer todas las necesidades de los usuarios para encarar un programa de estudio en esta dirección.

- 2.2.2.3 "Que el RPI tenga una "loop in-pile" con posibilidades de irra

(*) Los Capítulos 5 y 10 sintetizan los resultados obtenidos.-

diación de sus propios elementos combustibles, para condiciones extremas de comportamiento (potencia específica máxima incrementada en un 20%, ciclados de potencia, refrigeración deficiente, ensayos para análisis de casos de accidentes, variación de condiciones de presión y temperatura respecto a lo normal, etc). Al hablar de "ciclados de potencia" del combustible, se implica la posibilidad de llevarlo de potencia máxima a mitad de potencia, por ejemplo, por desplazamiento axial del elemento en su canal, u otro método destinado a ese fin". Si se trata de ciclar un elemento combustible completo en toda su longitud, esta condición sólo puede satisfacerse en un prototipo; los manojos de 50 cm de longitud pueden ciclarse en un reactor de ensayos.

- 2.2.2.4 "Una "loop in-pile" para irradiación de cápsulas con probetas de combustible inmersas en Na o NaK, con flujo rápido del orden de $2 \text{ a } 3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$ y con diámetro de 80 mm y longitud útil de 60 cm".

Dado que un reactor de uranio natural moderado con agua pesada es un reactor con un espectro neutrónico muy moderado, para obtener un flujo rápido de las características solicitadas habría que agregar un convertidor de U-235 de diseño adecuado. La refrigeración del convertidor podría plantear algunos problemas.

- 2.2.2.5 "Un canal a presión para irradiación de conjuntos de barras de combustible de 50 cm de longitud, 100 mm de diámetro, a 120 atm y 300°C, que forme parte de un circuito "in-pile" con posibilidades de efectuar ensayos de despresurización". Respecto a esta sugerencia, hacemos presente que un ensayo de despresurización provoca una repentina introducción de

reactividad en el núcleo del reactor; por lo tanto esto deberá ser objeto de un cuidadoso análisis de seguridad. Esto es especialmente riesgoso en el contexto de un reactor CANDU-BLW.

2.2.2.6 "Que el reactor tenga flexibilidad de operación de manera que permita efectuar variaciones de potencia, en magnitud y velocidad de cambio para todas las "loops" solicitadas".

Este aspecto deberá contemplarse al hacer el estudio de la instrumentación de la "loop".

2.2.2.7 "Posibilidad de irradiar un número elevado de elementos combustibles del tipo de reactor que se adopte como línea futura de avanzada respecto del CANDU actual".

Esto sería imperativo en ocasión de definirse un prototipo de esa línea.

2.3 En el informe presentado por el Departamento de Materiales se plantean requerimientos de flujo y de instalaciones.

2.3.1 Necesidades de flujo

Se solicita que "El reactor de potencia intermedia reúna determinadas condiciones de flujo y volumen para irradiaciones, para el ensayo de materiales y de elementos estructurales. Ya se cuenta con flujos de 10^{12} n/cm² seg (RA-1) y de 10^{13} n/cm² seg... (RA-3) y se necesita ahora disponer flujos del orden de 3×10^{14} n/cm² seg. Este valor debe mantenerse constante dentro de un volumen de dimensiones del orden de 10 a 20 cm de radio y 50 cm de largo. Para el caso en que se investiga el daño por radiación, este valor corresponde a flujo rápido, a flujo térmico o a una relación entre ambos (1:5;

1:9; 1:100), según sea el tipo de daño que se esté investigando. Para el caso de ciertas irradiaciones de elementos combustibles sería interesante poder eliminar el flujo térmico mediante un filtro de cadmio; en estas condiciones, se prevé un volumen de dimensiones del orden de 3 a 20 cm en el diámetro y 50 cm de longitud. La temperatura deberá ser la de las condiciones de operación (aproximadamente 300°C). Para el tipo de experiencias posibles es suficiente contar con un reactor tipo pileta; un reactor presurizado hace que las instalaciones y su manipuleo sean más complejos y menos versátiles".

En un reactor de uranio natural y agua pesada sólo se consiguen flujos térmicos del orden de $2 \text{ a } 3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$, si la potencia es la adecuada; el flujo rápido resulta siempre bastante menor.

En el núcleo de este tipo de reactores la relación de flujo rápido a térmico es del orden de 1:3. Las relaciones menores sólo pueden conseguirse en el reflector variando la distancia al núcleo con la consecuente disminución de flujo.

Evidentemente, para este tipo de experiencias es más recomendable un reactor de uranio enriquecido tipo pileta.

Las dimensiones estipuladas para probetas no presentan problema para su inserción en un reactor de uranio natural y agua pesada en cualquiera de las dos versiones discutidas en este informe.

El filtro de cadmio para la "loop in-pile" no es recomendable; de todos modos para llegar a flujos del orden de $3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$ habrá que diseñar un convertidor especial con U-235, tal como también se ha mencionado en 2.2.2.4.

2.3.2 Instalaciones

2.3.2.1 'Loop' de irradiación

Se solicita una 'loop' de irradiación para determinar la variación de propiedades mecánicas por irradiación de materiales en condiciones de servicio.

En principio no hay inconveniente en su instalación, pero será necesario que se especifiquen sus dimensiones.

2.3.2.2 Celdas calientes

Este es un proyecto que se encuentra bastante avanzado en el Departamento Materiales, y, de no mediar otra circunstancia, las celdas serán construídas en el Centro Atómico Ezeiza.

Estas instalaciones incluirán:

- a) Instalaciones para decaimiento radiactivo de conjuntos y dispositivos de irradiación.
- b) Instalaciones para desmantelamiento de cápsulas y dispositivos de irradiación.
- c) Instalaciones para ensayos destructivos de materiales, tracción, impacto, tenacidad y creep pre y post-irradiación.
- d) Instalaciones de corte y pulido para preparación metalográfica de probetas irradiadas.
- e) Instalaciones para observación metalográfica de esas probetas.

Se considera que no hay inconveniente en incluirlas entre las instalaciones del reactor.

2.3.2.3 'Oficinas y laboratorios de investigación y desarrollo,' podrán incluirse al hacer el diseño del edificio.

2.3.2.4 "Biblioteca e instalaciones de computación, de modo de contar con una terminal disponible para el personal dedicado a las experiencias de daño por radiación," podrán disponerse en la

medida en que se decida apoyar al centro que se cree o en el que se encuentre el reactor.

2.4 En informes de la Gerencia de Radioisótopos y Radiaciones, se indican necesidades de posiciones de irradiación (en cápsulas de 20 mm de diámetro y 66 mm de alto) y de instalaciones, y se dan sugerencias para la ubicación del RPI en función de las necesidades previsibles para los próximos 10 ó 20 años, estimadas en base a estadísticas muy completas /1/.

2.4.1 Requerimientos:

2.4.1.1 Posiciones de irradiación con mayor componente térmica:

- Flujo total de $3 \text{ a } 8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$, con volumen para 150 cápsulas.
- Flujo total mayor de $5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$, con volumen para 20 cápsulas.

(La irradiación en estas posiciones es la única que permitiría la producción de radioisótopos de vida larga tales como Sn-113 y Mo-99. La demanda y el interés en la investigación de estos radionucleídos es creciente pues la tendencia actual en radioisótopos está en la línea de los altos flujos. Su consumo tiende a encabezar las estadísticas, y constituyen la solución para la provisión de radioisótopos a localidades alejadas. Actualmente no pueden producirse en el país).

- Flujo total de $5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$ y baja dosis y (mediante blindaje de Pb) con volumen para 20 cápsulas.

2.4.1.2 Posiciones de irradiación con mayor componente rápida:

Flujo total de $3.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$ con volumen para 20 cápsulas.

- 2.4.1.3 Tubo neumático con flujo total aproximado de $3,5 \times 10^{13}$ n/cm² seg.
- 2.4.1.4 Posiciones de irradiación con flujo de neutrones con espectro próximo al de fisión y volumen para 10 cápsulas.
- 2.4.1.5 Régimen de extracción: en tandas de a 10 cápsulas.
- 2.4.1.6 Celda β , γ para desensamblado de la caja de irradiación y distribución de cápsulas, provista de telemanipuladores y ventilación, similar a la del RA-3."
- 2.4.2 Sugerencias:

"Es innecesaria la construcción de nuevos laboratorios próximos al reactor. Para aprovechar los existentes en Ezeiza, si el nuevo reactor permite obtener radioisótopos de vida larga, deberá estar a no más de 300 Km con acceso por vía terrestre o en las inmediaciones de una localidad que esté conectada por dos vuelos diarios con Buenos Aires. Los radioisótopos de vida corta seguirán produciéndose en Ezeiza, si bien ello implica el inconveniente de contar con una única herramienta de trabajo para hacer frente a los compromisos contraídos y a la creciente demanda."
- 2.4.3 Al respecto cabe observar que los flujos térmicos del orden de 3 a 8×10^{13} n/cm² seg serían alcanzables en el reflector del reactor, por lo que resulta recomendable que el reactor tenga de 30 a 40 cm de reflector de agua pesada; los volúmenes no afectarán a la reactividad, por cuanto se encontrarían en el reflector; en cambio el flujo térmico de 5×10^{14} n/cm² seg exigiría una potencia muy grande, que creemos que no es alcanzable en el rango de un prototipo (aproximadamente 100 MWt).

2.5 En el informe presentado por el Departamento de Física se formulan los siguientes requerimientos:

- "a) cuatro tubos tangenciales, con flujo de 10^8 n/cm² seg en cara externa del blindaje biológico, con mínima dosis γ y cociente de cadmio mayor de 10^3 , (haces de neutrones térmicos).
- b) dos tubos radiales, con flujo de 10^8 n/cm² seg en la cara externa del blindaje, con cociente de cadmio en el rango de 10 a 1 (haces de neutrones rápidos).
- c) uno o dos tubos pasantes con acceso desde ambos extremos, para experiencias del tipo blanco interno.
- d) columna térmica para física de sólidos."

Al respecto cabe comentar que, en caso de optarse por un RPI de uranio natural, los únicos canales que cumplirían con los requisitos propuestos serán los tangenciales. No parece posible atravesar el núcleo del reactor con canales, ni lograr un flujo rápido óptimo en los canales radiales. En cuanto a la columna térmica, sólo mediante cálculos podría establecerse si algunas zonas del reflector de agua pesada reúnen las condiciones requeridas.

2.6 En el informe del Departamento de Ingeniería Química, se señala como requerimientos para un RPI, el empleo de blankets de torio, blankets de uranio natural, cápsulas de irradiación conteniendo elementos transuránicos y reprocesamiento del combustible irradiado propio del reactor. No se indican valores de flujo, tamaño de blankets ni ubicación para las cápsulas.

Se aprecia que los requerimientos pueden cumplimentarse del siguiente modo:

- a) Para los blankets de torio, podría pensarse en introducir elementos combustibles que contengan torio, enriquecidos con U-235, a fin de no quitar reactividad al sistema; es claro que esto depende de la cantidad que sea. En todos los casos, habría que pensar en comprarlos fuera del país, pues en CNEA aún no se cuenta con esa tecnología.
- b) Con respecto al blanket de uranio natural, puede decirse en principio que, dado que el reactor es de uranio natural, constituye en sí mismo un blanket.
- c) Para la producción de transuránicos habría que conocer si será suficiente dejar el espacio de un elemento combustible, para introducir allí las cápsulas en la zona de máximo flujo.
- d) Si para el reprocesamiento hiciera falta una celda caliente, esto debe tomarse en cuenta al planear las instalaciones auxiliares del reactor.

REFERENCIAS

/1/ - Rev. Ingeniería Nuclear, Tomo 20, N° 99, Enero-Febrero
1976.-

CAPITULO 3

"OPCIONES"

- 3.1 Luego del análisis presentado en el Capítulo 2, puede decirse que con respecto a las finalidades enunciadas en el capítulo 1 estamos frente a la siguiente situación.
- 3.1.1 Las finalidades 1.2.3 y 1.2.4 no plantean globalmente mayores dificultades.
- 3.1.2 En general al efectuar la elección del tipo de reactor teniendo en cuenta la finalidad 1.2.1 será posible a la vez satisfacer la finalidad 1.2.2 (ensayo e irradiación de muestras de materiales).
- 3.1.3 La finalidad 1.2.1 en lo que hace al ensayo de una sección completa de canal combustible de la línea CANDU cuya longitud es de varios metros (5.94 m de largo de zona físil en el caso de la CNE) obliga en principio a descartar los reactores LWR a U enriquecido, y a limitar las posibilidades a los del tipo U-natural-agua pesada. (En efecto sólo con estos reactores resultan núcleos con alturas de ese orden de magnitud para niveles de potencia del orden de 100 MWt). De ello resulta que si se prescinde de la finalidad 1.2.5, el reactor en cuestión sería en primera aproximación una versión actualizada del reactor NRU de Chalk River con una potencia que resultaría de los requerimientos de flujo máximo. El combustible será entonces U natural, aunque si la cantidad de "loops" introducidas es grande y sus características muy desfavorables para el balance de reactividad, deberá preverse además el empleo de un cierto número de canales con combustible enriquecido con U-235 o Plutonio. Este punto será estudiado y determinado en los proxi

mos meses (ver Capítulo 5).

- 3.1.4 La finalidad 1.2.5 lleva implícito el conocer cuál será la 2ª generación de Centrales que adoptará el país, lo que aún no está definido. En base a la información de que se dispone actualmente en CNEA, la que es nuestra intención ampliar profundamente en el curso del próximo año, de las varias líneas que se desarrollan desde hace unos años en Canadá como continuadoras de la versión comercial actual (CANDU-PHW), así como en base a proyectos similares en otros países, aparecería como más plausible que la 2ª generación fuese la denominada CANDU-BLW en Canadá y CIRENE en Italia, ambas con U natural. Próximas a éstas se encuentran los proyectos FUGEN (165 MWe) en Japón y CANDU-BLW (PB) (1200 MWe) en Canadá ambos con óxidos mixtos de U y Pu, así como el SGHWR de Gran Bretaña a U enriquecido con U-235.
- 3.1.5 Las finalidades 1.2.1 a 1.2.4 configuran un reactor de servicios a grupos de investigación, desarrollo y producción, y dicho reactor presenta características que se contraponen en mayor o menor grado con las del reactor prototipo de mediana potencia de un concepto de reactor comercial de 2ª generación. En efecto, por un lado en el reactor prototipo se busca aproximarse tanto como sea posible a la versión a plena escala en las principales características y parámetros. La introducción de ciertos dispositivos experimentales en el núcleo como son las "loops" lleva a alejarse de aquel concepto, aunque más no sea por las modificaciones estructurales en el núcleo y por la necesidad de introducir medios suplementarios para compensar esas antirreactividades (Véase parte IV - Capítulo 12).

3.1.6 Finalmente surgen los parámetros tiempo y costos.

Aquí sólo mencionaremos el primero, lo cual lleva a las opciones que se detallan a continuación.

3.2 Si el peso de los requerimientos lo exige, fundamentalmente en el aspecto tiempo, la opción a retener sería comprar un reactor para irradiación y ensayo de elementos combustibles y materiales y producción de radioisótopos, sobre la base de lo discutido en 3.1.3. El plazo para la puesta en operación a partir de la firma del contrato se estima en unos 4 años (a lo que debe agregarse por lo menos 1 año para los trámites previos al contrato).

3.3 La 2ª posibilidad es realizar el diseño y construcción en el país del reactor precedente, utilizando asesoramiento de otras organizaciones (AECL, Canatom, etc). El plazo total puede estimarse en 6-8 años desde el momento del comienzo del anteproyecto.

Con esta opción o con la indicada en 3.2 se satisfarían en principio totalmente las finalidades indicadas en el Capítulo 1, excepto el punto 1.2.5. De éste sólo sería posible satisfacer algunos aspectos muy limitados, tales como una o más loops con elementos combustibles tipo GENTILLY - I o CIRENE refrigerados con H₂O hirviente.

3.4 La 3ª posibilidad corresponde a satisfacer lo mejor posible la finalidad 1.2.5, es decir corresponde a encarar el diseño y construcción de un reactor prototipo, nuevamente con asesoramiento de organizaciones tales como AECL, Canatom,

CNEM, CISE, etc. En este caso las finalidades 1.2.3 y 1.2.4 pueden ser globalmente satisfechas.

Habría en cambio algunas limitaciones en cuanto a las finalidades 1.2.1 y 1.2.2: en principio sólo podrían ponerse unas pocas "loops". Para un reactor prototipo de mediana potencia es deseable la introducción de ciertos canales con combustible enriquecido a fin de alcanzar quemados de extracción próximos al del reactor a plena escala.

En contrapartida a la limitación en el número de "loops", todos los canales del reactor prototipo son aptos para recibir elementos combustibles similares a los del propio reactor y que son los que precisamente se desea ensayar.

Para esta 3ª posibilidad el plazo total se estima en unos diez años desde el comienzo del anteproyecto.

Como alternativa a lo dicho en 3.4 cabe considerar un reactor de línea CANDU-PHW con potencia eléctrica del orden de los 40 MWe.

En cuanto a satisfacer las finalidades, se estaría en condiciones muy semejantes a 3.4, o sea que globalmente se satisfacen todos los requerimientos excepto que habrá ciertas limitaciones en las características y número de loops a introducir para ensayo de materiales. Asimismo existirá un mayor exceso de reactividad con respecto a un prototipo BLWR que permitirá satisfacer con menos limitaciones los requerimientos sobre "loops".

Si bien un reactor así no constituye en sí una línea de avanza-

da, permitiría consolidar e integrar la experiencia adquirida en la línea CANDU . Dado que los problemas de diseño son bien conocidos, no implicará una larga y costosa línea de desarrollo y permitirá una construcción rápida así como una mayor confiabilidad. Al propio tiempo, constituirá un proyecto totalizador que servirá para probar la máxima integración de la industria nacional con una central de menor costo. Una vez construido permitirá ensayar elementos combustibles de reactores de línea de avanzada (ejemplo: canales en doble fase, como se hizo en el NPD a posteriori) y permitirá ensayar modificaciones, tanto en el aspecto nuclear como convencional de las centrales CANDU.

- 3.6 Al margen de las posibilidades enumeradas cabe considerar la posibilidad de encarar la modificación del RA-3, para elevar su flujo de modo de obtener valores de $3 \text{ a } 8 \times 10^{13}$ n/cm² seg. en las cajas de irradiación con una potencia máxima de 15 MW (potencia normal de operación 10 MW). Esta opción permitirá disponer de unas 10 cajas de irradiación para la producción de radioisótopos (actualmente se dispone de 6 cajas). Los requerimientos respectivos (sección 2.4) prevén, según estadísticas que, de permanecer la tendencia actual, el volumen requerido para satisfacer compromisos y nuevas exigencias dentro de los próximos 10 a 20 años, sería del orden de las 10 cajas. Esto tiene el inconveniente de que se contaría con una única herramienta de trabajo para el abastecimiento de radioisótopos. Además, tal aumento de potencia y tal modificación del núcleo debe-

rán hacerse de manera compatible con las instalaciones experimentales de los materiales.

PARTE II

"OPCION REACTOR DE AGUA PESADA
PARA IRRADIACION Y ENSAYOS"

CAPITULO 4

"DESCRIPCION DEL REACTOR N.R.U."

4.1. DESCRIPCION

NRU es un reactor construido en Canadá /51/ que debía servir a numerosos fines: cubrir las necesidades de proporcionar haces intensos de neutrones para la investigación; permitir irradiar materiales para la investigación radioquímica; producir Co-60 y nucleidos radiactivos para aplicación medicinal y para la industria e investigación; proporcionar U-233 y plutonio; permitir ensayar barras combustibles experimentales de 2 a 3 metros de longitud en un flujo grande de neutrones y ensayar el comportamiento de líquidos y gases que se pudieran usar para transmitir calor en reactores destinados a la producción de energía.

En base a estos requerimientos, y a la creencia de que con la construcción de reactores de uranio natural y agua pesada se lograría experiencia para el proyecto, construcción y funcionamiento de reactores para producir energía eléctrica más barata, Canadá encaró el diseño básico y la construcción de este reactor en 1949. Fue proyectado para funcionar a una potencia de 200 MW, con un flujo máximo en el moderador de 3×10^{14} neutrones/cm² seg.

En la Tabla 4.1 se dan datos técnicos del proyecto y en la Tabla 4.2 los datos calculados para el balance neutrónico.

El núcleo del reactor termina en su parte superior e inferior en bloques colectores de acero inoxidable y lateralmente está rodeado por una pared cilíndrica de aleación de aluminio que

encierra un espacio de 366 cm de altura y 351 cm de diámetro. El agua pesada penetra por la parte inferior con un caudal de 100000 l/min. El 7% de este caudal asciende por el espacio de moderación y el 93% restante lo hace a través de los conjuntos de barras combustibles, saliendo por la parte superior para mezclarse con el moderador. De aquí pasa a los tubos que conducen a 8 intercambiadores de calor y vuelve al colector inferior impulsado por las bombas de los circuitos de retorno.

Los 8 intercambiadores de calor están refrigerados con agua proveniente del río Ottawa. En la figura 4.1 aparece el diagrama de flujo de uno de los ocho sistemas independientes de refrigeración. La energía necesaria para el funcionamiento de la instalación se suministra por dos líneas independientes, provenientes de dos estaciones generadoras diferentes.

En caso de fallo de una fuente, automáticamente la otra provee toda la energía. Si faltan ambas, la energía de emergencia la proporciona un generador de corriente alterna accionado por un motor de corriente continua alimentado por una batería de acumuladores. Hay otra fuente de reserva constituida por dos generadores de corriente alterna de 170 KW accionados por motores Diesel, uno de los cuales se pone en funcionamiento automáticamente cuando falla la energía de las fuentes exteriores.

El elemento combustible está constituido por cinco placas de uranio (extrudado con aluminio) colocadas dentro de un tubo de aluminio que confina al flujo de agua pesada (Fig. 4.2).

En la Tabla 4.3 se dan las dimensiones del elemento combustible original.

Posteriormente se consideraron otros diseños de barras, que habían sido desarrolladas para el reactor NRX, donde se reemplazó el U metálico por UO_2 . Se desarrollaron barras tubulares (Fig. 4.3) y barras de 12 elementos (Fig. 4.4). En la Tabla 4.4 se dan datos técnicos de estos elementos combustibles.

Se decidió mantener, en vista de los requerimientos, el flujo de 3×10^{14} n/cm² seg, pero tratando de abaratar el combustible; de este modo se encontró que con combustible altamente enriquecido y cargado uniformemente, podía lograrse la misma distribución y magnitud de flujo a un cuarto de potencia (60 MW en lugar de 220 MW). El menor consumo de U-235 compensaba el mayor costo. /2/.

Los elementos están colocados en una red triangular con un paso de 19.7 cm. De las 218 posiciones disponibles, 16 están ocupadas por barras de regulación y parada y 3 están reservadas para circuitos experimentales permanentes. El esquema regular de la red se interrumpe por desplazamiento de un segmento 5 cm hacia afuera del conjunto, estableciendo así un hueco a lo largo de un plano vertical que deja lugar para el paso de dos tubos de aluminio a través del reactor con fines experimentales.

La pared vertical de aluminio del reactor está rodeada por un espacio anular de 15 cm de espesor denominado "anillo de barras J" que la separa del reflector de agua natural que tiene 30 cm de espesor. Las dos paredes verticales concéntricas que contienen al reflector de agua natural y a la pared del núcleo son de aluminio.

El anillo de barras J contiene dióxido de carbono gaseoso y alberga 46 conjuntos de irradiación verticales, que pueden ser barras de torio, material para producción de isótopos o circuitos experimentales.

En el sistema de agua pesada se ha evitado volumen innecesario mediante diseño adecuado del equipo y empleo de caudales grandes. Tal el caso del diseño de bs 8 intercambiadores de calor.

Se ha reducido al máximo la corrosión en el sistema de agua pesada en razón de que el espesor de las partes metálicas es reducido para lograr una buena economía de neutrones y los productos de corrosión luego se activan creando problemas de blindaje en los circuitos exteriores. Se limita la corrosión:

- a) Empleando acero inoxidable y aluminio.
- b) evitando la formación de pilas entre distintos materiales
- c) limitando la conductividad del agua pesada a 0.5×10^6 mho/cm
- d) manteniendo las temperaturas del sistema por debajo de los 78°C.
- e) estableciendo una atmósfera de helio purificado encima del agua, de modo de minimizar la cantidad de oxígeno y nitrógeno.

El sistema de helio también elimina los gases en caso de rotura de un elemento combustible.

La pérdida de agua pesada se ha estimado en 700 kg por año, lo cual implica un gasto de funcionamiento y un riesgo por tritio mínimos. Las mayores pérdidas se producen durante el recambio del combustible.

El blindaje del NRU fue proyectado para reducir la radiación ambiente fuera del reactor hasta un nivel que no interfiriera con las mediciones en los ensayos; este nivel resulta inferior al recomendado como protección sanitaria.

El reactor está rodeado por un reflector de agua natural de 30 cm de espesor que modera los neutrones rápidos. Alrededor hay un blindaje térmico de acero también de 30 cm de espesor refrigerado con agua en la superficie interna. Finalmente, para el blindaje exterior se empleó hormigón pesado de 2.7m de espesor mínimo. Este hormigón tiene 3.5 g/cm^3

de densidad y en su elaboración se emplearon agregados de ilmenita, arenas de magnetita y cemento portland; su resistencia mecánica es buena.

Las compuertas de protección de orificios experimentales están cuidadosamente diseñadas al mismo fin.

El recambio de combustible se realiza desde la parte superior del reactor en funcionamiento.

El elemento extraído decae dentro de un blindaje durante 15 minutos, y luego es llevado a una pileta; durante la operación de extracción y hasta la descarga se lo mantiene refrigerado para que no se produzca sobrecalentamiento.

4.2 SUSTITUCION DEL RECIPIENTE DEL REACTOR

Las paredes del recipiente de aluminio son de muy poco espesor (en algunos sitios de 4.7 mm) para economizar neutrones. Pero esto las hace pasibles de dañarse por ejemplo durante el movimiento de equipos que se insertan en los orificios de irradiación; por esta razón se ha previsto una instalación adecuada para efectuar el reemplazo del recipiente;

lo cual al propio tiempo posibilita introducir cambios en el diseño si se deseara operar el reactor a mayor potencia.

4.3 CONTROL DE REACTIVIDAD Y PROTECCION

Como absorbentes de neutrones se cuenta con 16 tubos de 3m de largo, y 8.9 cm de diámetro, 13 de ellos de cadmio y 3 de cobalto, recubiertos con aluminio. Pueden penetrar por caída libre dentro del núcleo, al cortarse la corriente que los mantiene suspendidos. Combinan las funciones de regulación y de parada de emergencia. Los 16 tubos están divididos en tres grupos. Los grupos 1 y 2 tiene 4 tubos cada uno; cada grupo reduce la reactividad en 0.036. El grupo 3 tiene 8 y reduce la reactividad alrededor de 0.074. La caída simultánea de los tres grupos produce la parada total, en el caso en que crezcan excesivamente la potencia, la velocidad de aumento de la potencia, o el logaritmo de la potencia. Otros casos de fallas que no exijan una disminución tan rápida de la reactividad, producen la caída del grupo 3. Un circuito de regulación automático mantiene constante la temperatura media del agua pesada que sale de los intercambiadores de calor.

4.4 PRUEBA Y MANTENIMIENTO DE LOS SISTEMAS DE CONTROL Y PROTECCION SIN INTERRUPTIR LA OPERACION DEL REACTOR.

La mayor parte de los componentes, tales como cámaras de ionización, fuentes de poder, amplificadores y relés de los sistemas de regulación y de parada están triplicados o cuadruplicados dispuestos en tres o cuatro canales paralelos para transporte de señales. De este modo, cuando un canal

lleva una señal errónea se desconecta automáticamente y se produce una alarma; se evita que se interrumpa el funcionamiento del reactor por señales falsas, debidas a fallas de instrumentos. Las señales erróneas de dos o más canales, provocan la parada.

4.5 EXPERIENCIA DE OPERACION /2/

Uno de los mayores problemas estuvo constituido por las pérdidas de D_2O en razón de la complejidad estructural de todos los dispositivos previstos para experimentación e irradiación.

En la zona de barras J, se supuso que habría CO_2 en la separación entre el D_2O del recipiente y el H_2O del reflector; hubo en cambio aire seco, que ocasionó corrosión en toda la zona.

La concentración de tritio (del orden de 7 Ci/l D_2O) se constituyó en un riesgo radiológico, que obligó a tomar medidas de precaución (vestimenta plástica, ventilación, entrenamiento del personal).

Las fallas de combustible fueron un problema en los comienzos, hasta que se mejoró la calidad del aluminio.

Hay tres "loops" especiales en uso, y los recintos blindados tienen colmada la capacidad de contener equipos. Otras "loops" requerirán rever la refrigeración y encontrar espacio para recintos blindados.

La confiabilidad de las barras de control fue mejorada por modificación de varios elementos. A pesar de lo complicado del diseño, el comportamiento puede considerarse satisfactorio.

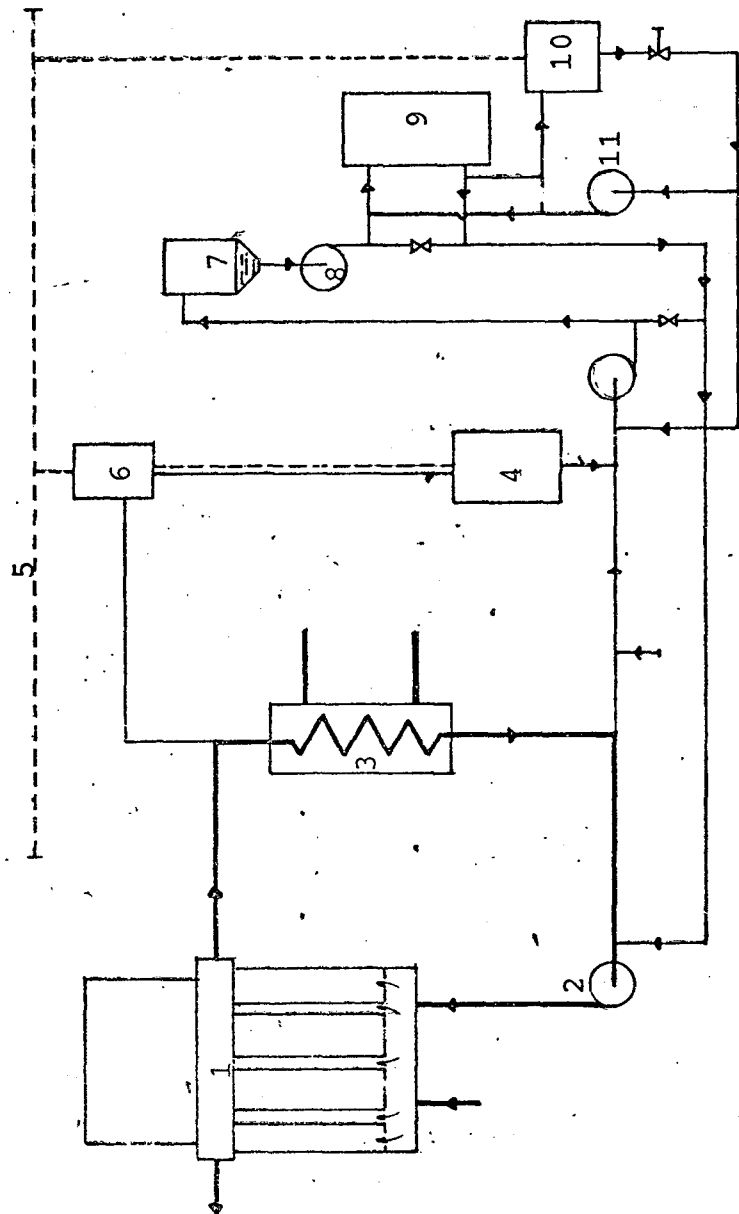


FIGURA 4.1 - DIAGRAMA DE FLUJO DEL NRU
(representación de 1 de los 8 circuitos primarios)

DIAGRAMA DE FLUJO DEL NRU

REFERENCIAS

- 1.- Reactor
- 2.- Bomba principal
- 3.- Intercambiador de calor
- 4.- Tanque receptor de expansión
- 5.- Línea de balance de helio
- 6.- Tanque de expansión
- 7.- Degasificador
- 8.- 2 bombas de retorno
- 9.- Filtros e intercambiadores iónicos
- 10.- Tanque de almacenamiento de agua
- 11.- Bomba de transferencia.

TABLA 4.1- DATOS TECNICOS DEL PROYECTO NRU

Altura interior de la envoltura del reactor	m	3.66
Diámetro interior de la envoltura del reactor	m	3.51
Anchura del anillo de barras-J	m	0.15
Diámetro interior del reflector de agua	m	3.81
Diámetro exterior del reflector de agua	m	4.48
Espesor del blindaje de acero	m	0.30
Diámetro exterior del blindaje de acero	m	5.21
Espesor aprox. del blindaje de hormigón	m	2.90
Diámetro aprox. del blindaje	m	10.8
Número de posiciones reticulares		218
Número de posiciones ocupadas por barras de seguridad y corte		16
Número de posiciones de circuitos especiales		3
Número de posiciones disponibles para combustible e investigación		199
Espaciado de la red	cm	19.7
Longitud del uranio	m	3.05
Peso de uranio por E.C.	Kg	54
Velocidad máxima del refrigerante	m/s	10
Transferencia de calor a 200 MW	W/cm ²	199
Máxima temperatura de la superficie de la vaina.	°C	102
Máxima temperatura de entrada del agua pesada	°C	49
Máxima temperatura del uranio	°C	193

continuación TABLA 4.1

Temperatura de salida del agua pesada	°C	75
Caudal de agua pesada	l/min	100000
Agua pesada en el recipiente del reactor	t	38
Agua pesada en el sistema	t	58
Caudal de agua común en los intercambiadores de calor	l/min	91000

TABLA 4.2- BALANCE NEUTRONICO ESTIMADO

η	=	1.326	
ϵ	=	1.017	
p	=	0.912	
f	=	0.955	
k_{∞} a 20°C	=		1.175
L^2	=	0.0147 m ²	
L_s^2	=	0.0127 m ²	
B^2	=	3.28 m ⁻²	
Pérdidas por fugas			-0.085
Corrección por temperatura			-0.009
Captura por samario			-0.006
Captura por xenon			<u>-0.029</u>
			1.046
Exceso disponible			0.046

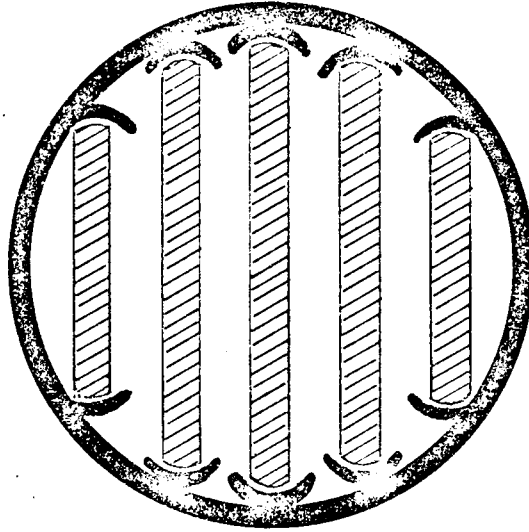


FIGURA 4.2

TABLA 4.3- DIMENSIONES DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE ORIGINAL

Longitud (cm)	305	305	305
Ancho (cm)	5.446	4.983	3.109
Espesor (cm)	0.434	0.434	0.450

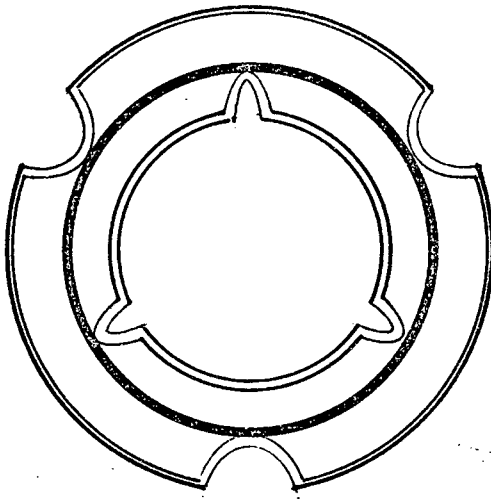


FIGURA 4.3

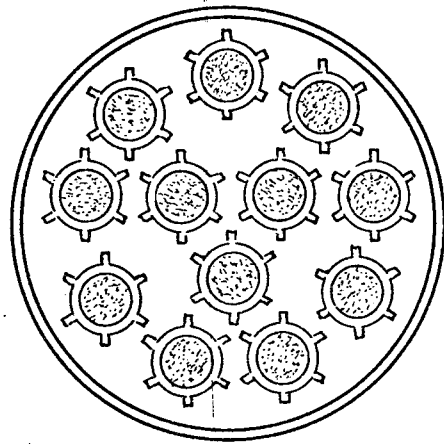


FIGURA 4.4

TABLA 4.4- DATOS TECNICOS DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES.

	<u>Barra tubular</u>	<u>Barra de 12 elementos</u>
<u>Tubo de flujo</u>		
Material	Aluminio	Aluminio
Diám. interno (cm)	0.07, 3.79	5.0
Espesor (cm)	0.12, 0.10	0.127
<u>Refrigerante</u>		
Material	D ₂ O	D ₂ O
<u>Envuelta</u>		
Material	Aluminio	Aluminio
Espesor	0.05	0.076
<u>Combustible</u>		
Material	Al- 21% peso U	Al. 9.8% peso U
Contenido de U235 en U	según requerim.	según requerim.
Diámetro externo (cm)	- - - - -	0.55
Diámetro interno (cm)	4.75	- - - - -
Densidad (g/cm)	- - - - -	- - - - -
Espesor (cm)	0.076	- - - - -

continuación TABLA 4,4

Máxima superficie de flujo calórico (W/cm ²)	209	180
Velocidad del refri- gerante (m/s)	9.1	8.7

CAPITULO 5

"TRANSPOSICION A NUESTRO CASO"

5.1 GENERALIDADES

En primer lugar deben retenerse los siguientes valores para el núcleo inicial para NRU (200 MW_t):

- Masa crítica = $2,44 \text{ Tn}$ de U nat.

Carga del núcleo a plena potencia = 11 Tn de U nat.

$K_{eff} = 1.046$ (a plena potencia).

- Con posteridad a este núcleo inicial de U nat., NRU fue cargado parcialmente con E.C. enriquecidos.

En nuestro caso, si bien la potencia total será menor ($100 - 140 \text{ MW}_t$) la situación se repite, es decir:

- La carga del núcleo para funcionamiento a plena potencia será mucho mayor que la masa crítica, ganando con ello un exceso de reactividad bastante reducido.

- Considerando las necesidades de irradiación fue necesario disponer de un apreciable exceso de reactividad, lo que como se ha mencionado implica en estos reactores una cantidad de combustible apreciablemente superior a la masa crítica, pero lo que podemos tomar como valor de referencia 10 Tn de uranio natural.

- Será muy deseable poder disponer de E.C. enriquecidos a fin de poseer a la vez un mayor margen de operatividad y de instalación de dispositivos experimentales "in-core" (loop, cajas de irradiación, etc) por la introducción de reactividad que ellos implican, y un elevado flujo de neutrones con espectros más endurecidos necesarios en todas las experiencias de daño por radiación con neutrones rápidos.

5.2 INVENTARIO DE URANIO

El reactor se diseñaría para un núcleo todo U nat., a menos que de antemano se tenga una total seguridad sobre la provisión de E.C. a U enriquecido tanto para el núcleo inicial como para las cargas posteriores. Si descartamos esta posibilidad, la masa de U natural requerida es del orden de las 10 Tn. (El valor definitivo será establecido posteriormente mediante cálculos precisos). Cabe señalar que el empleo de combustible enriquecido por ejemplo al 3% permite mantener los mismos flujos máximos y medios con un nivel de potencia total aproximadamente 4 veces menor.

5.3 ELEMENTO COMBUSTIBLE

Este es un problema a estudiar con profundidad. En efecto los E.C. originales de NRU (5 plaquetas de distinto ancho dentro de un tubo cilíndrico) son totalmente distintos de los demás E.C. ya conocidos y/o fabricados en CNEA (RA-3, C.N.Atucha, C.N.Embalse). Por ello y por el interés en consolidar el conocimiento de diseño y tecnología de los E.C. tipo CANDU (a barras) conviene evaluar correctamente las ventajas del empleo en este reactor de uno u otro tipo de combustible. En el caso de optarse por E.C. con barras es muy probable que el número de ellas sea bien inferior a las 37 que posee el E.C. de la C.N.Embalse.

5.4 INVENTARIO DE AGUA PESADA

A fin de poseer una óptima economía neutrónica es necesario elegir D_2O también como refrigerante. Ya se vió en la descripción de NRU que esto no constituye un obstáculo tecnológico

importante dadas las bajas presiones y temperaturas que resultan para el refrigerante. Implica fundamentalmente mayor inventario de D_2O .

Teniendo en cuenta que el tamaño del núcleo será comparable al de NRU (problema del exceso de reactividad), resulta que se requerirá una masa total de agua pesada en el núcleo del orden de 25 Tn. A ello se debe agregar la masa de D_2O correspondiente a un reflector radial de 30 cm de espesor, como es el caso en NRU, lo que representa unas 15 Tn. Finalmente la carga de D_2O en el primario puede estimarse en 15 a 20 Tn. Ello da un total del orden de 55 a 60 Tn de D_2O .

5.5 FLUJOS

Los flujos máximos y medios en el núcleo que se obtendría en nuestro caso serían algo menores que los correspondientes a NRU, pero dependerían en gran medida de: el diseño del elemento combustible y la introducción o no de E.C. enriquecidos. Como orientación recordemos que en NRU, para combustible U nat. y 200 MW_t resulta:

$$\phi_r^{\text{máx}} = 1.9 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$$

$$\phi_t^{\text{máx}} = 2.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$$

$$\bar{\phi}_r = 6.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$$

$$\bar{\phi}_t = 8.6 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$$

Obviamente, aún con una potencia total menor, el empleo de una parte de E.C. enriquecidos puede conducir en nuestro caso a flujos aún mayores que los nombrados.

5.6 REACTIVIDADES

El valor de k_{∞} sólo está asociado a las características del E.C. y las condiciones del refrigerante y moderador. Para E.C. NRU en frío, $k_{\infty} = 1.175$, el que en nuestro caso podría variar ligeramente según el diseño del E.C. (se prevé una pequeña disminución por el uso de combustible óxido en lugar de metal).

El laplaciano geométrico total en NRU es $B^2 = 3.28 \text{ m}^{-2}$ y la pérdida de reactividad por temperatura y por potencia (Xe y Sm) es de 4,5%. En nuestro caso este valor será menor debido a la menor potencia, compensando aproximadamente la disminución en k_{∞} .

Con ello resultará un exceso de reactividad a plena potencia comparable al de NRU, siempre considerando en ambos casos, núcleos a U natural. Este exceso es de $\sim 4,5\%$.

CAPITULO 6

"TIEMPO Y COSTOS"

Canadá encaró el diseño básico de este reactor en 1949 y comenzó la construcción en 1951. El reactor se puso crítico por primera vez el 3 de noviembre de 1957. /1/

El valor estimado en 1959, incluido el precio del moderador, fue de 57,7 millones de dólares. /3/

Están afectados al reactor de 35 a 40 profesionales y alrededor de 100 técnicos. El reactor se opera en tres turnos, de acuerdo con las prescripciones vigentes. /2/

Puede estimarse que para este tipo de reactor la posible participación de la industria nacional supere considerablemente al 60%.

REFERENCIAS

- /1/ Boyd, W. et al The NRU reactor, Proceedings of the Second International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, P/211, Vol. 10, p. 128, United Nations (1958).
- /2/ Hurst, D. G. et al Utilization of Canadian Research Reactors, Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. P/2, Vol. 7, p.10 United Nations (1965).
- /3/ Directory of Nuclear Reactors.

PARTE III

"OPCION REACTOR PROTOTIPO"

CAPITULO 7

"TENDENCIAS EN EL DESARROLLO INTERNACIONAL DE REACTORES AVANZADOS A AGUA PESADA"

7.1 INTRODUCCION

Paralelamente a la puesta a punto de las versiones comerciales actuales de la línea CANDU, AECL llevó y continúa al presente llevando a cabo un importante desarrollo de conceptos optimizados del mismo tipo de reactor, CANDU-PHW, así como de conceptos avanzados que incluyen modificaciones en la elección del refrigerante, el tipo de combustible, etc.

En efecto, luego de las versiones CANDU-PHW de 500 MWe de PICKERING y de 750 MWe de BRUCE, AECL estableció su diseño standard para centrales de 600 MWe, ejemplo: Central Nuclear Embalse y las versiones mas recientes a realizar junto a ONTARIO HYDRO de 850 MWe y 1250 MWe /1/ *. Los conceptos más avanzados respecto del PHWR desarrollados por AECL son los siguientes.

1.- Respecto del refrigerante:

- a) CANDU-BLW con agua liviana hirviente,
- b) CANDU-OC con líquido orgánico

2.- Respecto del combustible:

- a) reciclado de plutonio
- b) utilización del ciclo de torio.

En el segundo caso (modificación del combustible elegido) am-

*) Toda vez que fue posible se indicó aquí la referencia más reciente, y en caso de programas a varios años, los artículos más representativos.-

bas posibilidades se aplican no sólo a las versiones CANDU-BLW y CANDU-OC sino también a la CANDU-PHW. Del total de conceptos posibles que resultan de los 3 tipos de refrigerantes y las 3 posibilidades respecto del combustible, sólo algunas de ellas merecen un análisis más detallado, teniendo en cuenta el grado de desarrollo y concreción alcanzado. Ellos serán considerados en las próximas secciones.

7.2 UTILIZACION DE COMBUSTIBLES A BASE DE PLUTONIO Y DEL CICLO DE TORIO

Si bien la introducción de combustible a óxidos mixtos de U y Pu en escala comercial no se produjo aún, el interés económico que posee esta posibilidad ha originado en cada uno de los países avanzados un vigoroso programa de desarrollo e implementación de los medios necesarios. Por otro lado los estudios y análisis conducentes a la autorización de tal introducción así como la decisión misma sobre ella cobran cada vez mayor vigor y concreción en razón de que los medios para el reciclado de plutonio se hallan prácticamente puestos a punto y que el precio del uranio se incrementa $\frac{1}{2}$ y $\frac{3}{4}$.

Este último aspecto aumenta uno de los atractivos mayores de los reactores CANDU que es el bajo costo por consumo de combustible. (*) El incentivo para reciclar Pu en los reactores

(*) Los costos de combustible fueron reducidos de una previsión inicial de 25% a menos del 15% sobre el costo total de la energía producida $\frac{1}{4}$.

CANDU cobró progresivamente mayor importancia a lo largo de los últimos 10 años /5 y 6/, mientras el almacenamiento de combustible U-nat usado plantea ya problemas por su magnitud /7/.

Los estudios más profundos sobre reciclado de Pu en los reactores CANDU se han realizado en los casos del CANDU-PHW y sobre todo del CANDU-BLW, tal que como se describe más adelante al tratar el diseño recientemente realizado por AECL de la central CANDU-BLW- PB (Plutonium-burning) de 1200 MWe.

Con respecto a la introducción del ciclo de torio no corresponde entrar en detalles en esta apretada síntesis teniendo en cuenta el rol del torio en la Argentina, a pesar de su vigoroso énfasis en Canadá /8/.

7.3 LINEA CANDU-OC

El origen de la línea CANDU-OC, a refrigerante líquido orgánico, remonta a antes de 1961 fecha en la que se retuvo a ésta como una de las dos soluciones alternativas (junto a refrigeración con agua liviana hirviente) frente a la refrigeración con D_2O a presión. La línea se concentró con la construcción desde 1963 del reactor WR-1 de 60 MWt en Whiteshell, el que alcanzó la primera criticidad en noviembre de 1965 /9/.

El refrigerante orgánico circula en 3 ramas independientes del circuito primario y es una mezcla de terfeniles parcialmente hidrogenados, (Monsanto OS-84). El mismo tiene la ventaja de producir vapor de baja presión a alta temperatura, muy reducida activación y poseer propiedades no-corrosivas.

Por tratarse de un reactor de media potencia concebido como

instalación de irradiación y ensayos, se eligió como combustible nominal U levemente enriquecido en forma de carburo envainado en Zircaloy.

Actualmente se concibe a esta línea como una de las posibles opciones de Canadá para sus centrales del programa a largo plazo, mientras el presente está obviamente basado en el CANDU-PHW y el futuro cercano en las posibilidades de la línea BLW y sus variantes /4/.

7.4

LINEA CANDU-BLW

Como se ha mencionado anteriormente hacia 1961 se retuvo la solución BLW como refrigerante posible dentro del esquema clásico CANDU.

Los trabajos de esta línea, que se incluyeron el pasaje a refrigerante D_2O hirviente en la central NPD, culminaron con la construcción de la Central prototipo GENTILLY-I, que alcanzó su primera criticidad en noviembre de 1970, 50 meses después de la decisión de construcción. Este reactor de 830 MWt y 252 MWe tiene una concepción y utiliza una tecnología y componentes muy similares al CANDU-PHW: cartuchos combustibles de UO_2 natural de 50 cm de largo y 18 barras, vainas y tubos de presión de Zircaloy, temperatura del refrigerante H_2O hirviente aproximadamente similar a la obtenida con D_2O a presión (270°C contra 310°C en C.N.Embalse) y presiones obviamente mucho menores (56.6 kg/cm² contra 102 kg/cm²), 308 canales combustibles verticales y recarga en potencia. La descripción detallada de la central se da en el Capítulo 8 de este informe. Las principales ventajas pueden resumirse así:

- Eliminación de los generadores de vapor (ciclo directo reac-

tor-turbina).

- Ligera mejora en la eficiencia térmica neta de la central.
- Disminución adicional de costos de capital por la no inmovilización de un stock importante de D_2O en el primario que existe en el CANDU-PHW. Ventajas adicionales asociadas (pérdidas de D_2O , purificación y deuteración del D_2O y producción de tritio en el primario del CANDU-PHW).

Sus desventajas, aunque limitadas son:

- Un relativamente sofisticado sistema de control originado en un valor positivo del coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante.
- Un ligeramente menor quemado de extracción ($\leq 10\%$).
- Un flujo calórico máximo inferior al obtenido en el CANDU-PHW (95 w/cm^2 contra 128 w/cm^2).

Sin embargo estas tres desventajas son drásticamente reducidas o invertidas con la introducción del plutonio en el elemento combustible como se describe a continuación.

7.5 DESARROLLOS A PARTIR DEL CONCEPTO CANDU-BLW

En Italia las organizaciones CNEN, CISE y ENEL llevan a cabo desde hace varios años el proyecto CIRENE de concepción muy similar a la Central GENTILLY-I canadiense. El programa respectivo comprende un reactor prototipo, CIRENE-40 MWe, actualmente en construcción y una futura central en escala comercial de potencia entre 500 y 660 MWe /10 y 11/. Este último es a combustible U natural, mientras el primero, de menor tamaño, posee una zona externa "driver" a combustible U enriquecido al 1.15%. Este reactor es descrito en detalle en el Capítulo 9 de este informe.

A su vez en Canadá el programa de utilización (reciclado) de Plutonio se ha concentrado en las líneas CANDU-PHW y especialmente CANDU-BLW /6/. Para la primera línea, el hecho de resultar una gestión de combustible más complicada con la introducción de E.C.-Pu, ha conducido a prever que será económicamente ventajoso sobredimensionar ligeramente el núcleo de los proyectos futuros para que pueden operar con dichos combustibles.

Para el CANDU-BLW con Pu la situación es semejante pero además ello tiene implicancias muy favorables respecto del CANDU-BLW a U-natural.

En efecto, el enriquecimiento con plutonio aumenta drásticamente el quemado de extracción, que era ligeramente menor en el CANDU-BLW que en el CANDU-PHW cuando ambos son a U natural. Al mismo tiempo dicho enriquecimiento con Pu en el BLW permite tener un paso de red más reducido y esta reducción en el tamaño conduce a la vez a una densidad de potencia más elevada, mientras que el coeficiente de reactividad por vacío en el refrigerante es reducido a $\sim 1/6$ de su valor con U natural.

En los últimos años AECL procedió a realizar el diseño de una central de 1200 MWe en la línea denominada CANDU-BLW (PB), plutonium burning, básicamente similar a GENTILLY-I pero con combustible a óxido mixto $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ nat, y que posee por consiguiente todas las características y ventajas respecto del anterior, que se mencionaron antes /12/.

Dentro de este mismo concepto se encuentra el reactor japonés

FUGEN (165 MWe) cuya construcción se encuentra muy avanzada

y que debe alcanzar su primera criticidad a mediados de 1977. Este prototipo moderado por D_2O y refrigerado por H_2O hirviente posee un núcleo de arranque a Uranio nat., el cual será progresivamente transformado en un núcleo a dos zonas, la interna idéntica a la del núcleo inicial y la externa con E.C. a óxido mixto de PuO_2-UO_2 nat.

El punto más importante es que este reactor fue diseñado para tener un coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante aproximadamente nulo para el núcleo en equilibrio /13/. El control es por consiguiente relativamente simple al alcanzar este estado /14/. Esta síntesis no estaría completa sin mencionar la línea inglesa SGHWR, conceptualmente próxima al CANDU-BLW (PB) y al FUGEN pero utilizando enriquecimiento en U-235 en lugar de Pu.

Esta línea fue elegida por el gobierno inglés como la línea para las próximas centrales a instalar en ese país; sin embargo actualmente esta decisión se encuentra en suspenso esencialmente por problemas de orden político que afectan a todo el programa nuclear británico. (*)

Resumiendo, de las posibles líneas que sucederán a la CANDU-PHW, la línea CANDU-OC aparece como una solución viable pero para el largo plazo unida a la utilización del ciclo del torio. Para el futuro más cercano la mejor utilización del plutonio lleva a considerar como más indicada y más plausible la línea CANDU-BLW que aparece como más interesante que la CANDU-PHW

*) A nivel técnico la revisión está centrada en la posibilidad de imponer criterios de seguridad sobre el SGHWR menos conservativos, equivalentes a los correspondientes de los LWR americanos, con lo que se haría aún más rentable al SGHWR.

como medio de utilizar dicho combustible.

La Tabla 7.1 resume algunas de las características principales de las Centrales mencionadas.

TABLA 7.1

	GENTILLY I	CIRENE Prot.	CIRENE Ref.	CANDU- BLW (PB)	FUGEN	SGHWR (*)
- Potencia eléctrica neta (MWe)	252	40 (38)	500 (660)	1200	165	{100 625
- Potencia térmica al refrigerante (MW _t)	803	125 (117.5)	1670 (2030)	4000	557	{292
<u>REACTOR</u>						
- Tubo de presión: diámetro interno (cm)	10.36	10.61	10.61	10.36	11.78	13.0
- Paso de red cuadra- da (cm)	27.94	27.0	26.5	22.86	24.0	26.0
- Long. activa comb. (cm)	500.	400.	{400. 500.	500.	370.0	{366.0 358.0
- Número de canales	308	60	{822 694	872	224	{104 510
<u>REFRIGERACION</u>						
- Pot. prom. canal (MW _t)	2.5	2.17	{2.03 2.40	4.2	2.4	{.... 3.6
- Pot. específica me- dia (MW _t /Tn(U+Pu))	12.6	10.42		25.7	15.5	{.... 18.9
- Título vapor medio salida (% en peso)	16.5	28.0	{33. 30.	16.5	11.0	{11.0 12.0
- Fuel rating máximo /k.dθ (w/cm)	48.	46.	48.	48.	46.	41.
<u>COMBUSTIBLE</u>						
- Tipo	UO ₂ nat.	UO ₂ nat/ UO ₂ Enr.	UO ₂ nat	PuO ₂ + UO ₂ nat	PuO ₂ - UO ₂ nat	UO ₂ enriq.
- Enriquecimientos	-	1.15 g Pu/kg.U	-	5.5 g Pu fi- sil/kg U	4g. Pu fi sil/ Kg U	% de U-235 {1.2,1.6 2.3;2.1
- Pins /Bundle	18	18	19	36	28	{36 36
- Quemado medio de extracción (MWd/T).	7000	4500	9000	15000	12000	{14000 21000

(*) Para el SGHWR los datos se refieren al prototipo de 100 MWe en funcionamiento en A.E.E. Winfrith, U.K.A.E.A., valor superior, y al SGHWR comercial, valor inferior.-

REFERENCIAS

- /1/ - W.G. MORISON (Ontario Hydro), "Heavy-Water Reactor Design",
Invited paper, Tr. Am. Nuc. Soc. 23, 417.
(Junio 1976).
- /2/ - J.S. FOSTER, "A.E.C.L. Present and Future", AECL-5247,
(Agosto 1975).
- /3/ - A.J. MOORADIAN, "CANDU Fuel Cycles. Present and Future",
AECL-5516 (Mayo 1976).
- /4/ - A.J. MOORADIAN, "Future Variants on the CANDU Theme"
Energia Nucleare 21, 4, p. 209 (1974).
- /5/ - D.D. STEWART, "The Canadian Incentive for Fuel Reproce-
ssing and Plutonium Recycle", Can. Nucl. Assoc.
Annual Meeting 1968, AECL-3136 (1968).
- /6/ M.F. FURET, "The Use of Plutonium in CANDU Reactors", Invi-
ted paper, Tr. Am. Nuc. Soc. 23, 238 (Junio
1976).
- /7/ - R.W. BARNES (Ontario-Hydro), S.A. Mayman (AECL), "Spent-
Fuel Management in the CANDU Fuel Cycle",
Invited paper, Tr. Am. Nuc. Soc. 23, 64
(Junio 1976).
- /8/ - J.S. FOSTER, E. CRITCPH, "Advanced Fuel Cycles in Heavy-
Water Reactors", Invited Paper, Tr. Am. Nuc.
Soc. 24, 16 (Noviembre 1976)..
- /9/ - D.G. TURNER, "The W.R.-1 Reactor. A General Description",
AECL-4763 (Noviembre 1974).
- /10/ - A. BROGGIATO, I. CASAGRANDE, "Il Reattore CIRENE", Ener-
gía Nucleare, vol. 23, N° 1, pag. 13 (enero
1976).
- /11/ - R.A. BONALUMI, A. BROGGIATO, I. CASAGRANDE, V. VADACCA,
"Design Criteria and Analysis Methods for the

CIRENE Reactor Core", Energía Nucleare,
vol. 23, N^o 8/9, pag. 437 (Setiembre 1976).

/12/ - J.B. SLATER, "A CANDU-BLW Reactor designed for Pu recycle"
I.A.E.A. Panel on Pu Utilization in Thermal
Power Reactors, Karlsruhe (1974).

/13/ - SADAMU SAWAI, "Specific Design Features of FUGEN", Invi-
ted Paper, Tr. Am. Nuc. Soc. 23, 61 (junio
1976).

/14/ - T. HAGA, H. KATO, "Physics and Control of Pu-fueled Heavy-
Water Reactor FUGEN", C.N.A.-T.S.-3 (1973).

CAPITULO 8

"DESCRIPCION DE GENTILLY I"

8.1 GENERALIDADES

Está ubicada en Canadá, en la provincia de Quebec, sobre la margen sur del río San Lorenzo. /1/

Es la primera instalación CANDU con ciclo directo de vapor, hizo posible ensayar nuevos materiales para los canales de combustible, permitirá el ensayo en gran escala de otras alternativas que son muy interesantes para la utilización de recursos naturales, la industria y el ahorro de los costos de producción de energía. Hay dos diferencias fundamentales entre Gentilly-I y otros reactores de la línea CANDU, tales como NPD, Douglas Point y Pickering.

- a) el reactor está orientado verticalmente, lo cual permite la producción de vapor con altos títulos de salida.
- b) el recambio de combustible se hace en operación, con una única máquina ubicada debajo del núcleo.

El permiso de construcción fue otorgado el 26 de setiembre de 1966 y la puesta en operación se produjo en 1971.

En la Figura 8.1 se ilustra un diagrama de flujo de este reactor.

8.2 TUBOS DE PRESION Y CALANDRIA

Los tubos de presión de aleación de zirconio operan a la temperatura del reactor y están aislados térmicamente del moderador, que se encuentra a 60°C, mediante un sistema de gas (helio)

entre cada tubo de presión y el correspondiente tubo de la calandria. La calandria consta de tres zonas dispuestas radialmente; la zona central es el núcleo del reactor, contiene tubos de presión y de calandria y el moderador de agua pesada. La rodea la segunda zona que contiene sólo agua pesada que hace las veces de reflector. Entre estas dos zonas no hay separación física. La tercera zona está normalmente llena con gas helio a presión que cumple la función de gas de cobertura (limita la concentración de deuterio producido por radiólisis).

La rápida igualación de presiones entre esta zona y las anteriores, implica el vaciado del agua pesada en esta última y la consecuente parada del reactor.

8.3 SISTEMAS

8.3.1 SISTEMAS DE TRANSPORTE DE CALOR

El agua subenfriada entra al reactor a 267°C y 64.7 Kg/cm^2 de presión. El calor añadido por la fisión hace hervir el agua; en estas condiciones se evapora el 16% del refrigerante que forma vapor, que fluye hacia arriba a través del núcleo. La mezcla de agua y vapor fluye hacia tanques separadores, donde se separa el agua del vapor. El agua se recircula a través del reactor y el vapor va por tubos directamente a la turbina. El agua de alimentación retorna del sistema de turbina al tanque separador.

Hay 308 canales de combustible (un canal consiste en un tubo de presión y boquillas terminales) en el núcleo. Están divididos en dos sistemas aislados de transporte de calor. Cada sis-

tema tiene un tanque separador, tres bombas de circulación y un colector de entrada. Los sistemas han sido aislados de modo de disminuir las consecuencias de un accidente con pérdida de medio refrigerante (LOCA).

8.3.2. SISTEMA DE AGUA PESADA Y HELIO

El agua pesada que se emplea en la moderación circula a través de seis bombas y dos intercambiadores de calor. Penetra a la calandria a través de 16 barras de sobrerreactividad y un sistema de rociado y sale por el fondo. La circulación se efectúa mediante dos juegos de bombas. Uno de cuatro bombas (tres en operación y una en reserva) provee agua de refrigeración para las barras de sobrerreactividad. El otro juego de dos bombas (una en operación y una en reserva) provee la circulación requerida a través de boquillas de rociado ubicadas en la parte superior de la calandria y un pequeño caudal a través de las barras de control.

El sistema de helio mantiene el agua pesada dentro de la calandria, controla el nivel del moderador, purga los espacios de gas, y permite la rápida evacuación del moderador contenido en la calandria. El helio se purga de modo continuo y pasa a través de dos unidades que recombinan el D_2 y el O_2 a fin de mantener en un nivel seguro la concentración del D_2 .

8.4 COMBUSTIBLE

El combustible del reactor está en forma de manojos de barras (similares a Douglas Point). Cada manojó tiene 50 cm de largo y contiene 18 barras combustibles dispuestas alrededor de una posición central sin combustible, que cumple la función

estructural de mantener los 10 manojos que componen al elemento combustible en su lugar.

La barra combustible de 2 cm de diámetro consiste en pastillas de UO_2 natural compactado y sinterizado, envainado en tubos de Zircaloy-4.

El recambio de combustible se efectúa "en potencia", como ya se ha dicho. Para ello, una máquina de carga se acopla a un canal de combustible y reemplaza la carga completa del canal. Luego la misma máquina transfiere el combustible extraído a una pileta con agua ubicada en el edificio de servicios, en donde se extraen los manojos usados y se colocan otros. Los manojos restantes pueden disponerse axialmente como se quiera. Luego el combustible retorna a la máquina de carga para su inserción en el reactor.

8.5 CONTROL DEL REACTOR

El recambio en potencia es lo más importante en el control de la reactividad cuando el reactor ha alcanzado una condición de equilibrio.

Para ajustar la distribución de flujo para la máxima potencia se han dispuesto siete absorbedores zonales de control.

El flujo refrigerante se varía dentro de límites prefijados para controlar la densidad media del refrigerante en el núcleo.

Se emplean barras de sobrerreactividad para compensar la ausencia del vapor en el arranque del núcleo y la operación a niveles bajos de potencia.

La evacuación rápida del moderador constituye el sistema de corte rápido del reactor. El nivel del moderador se aumenta

gradualmente hasta el arranque, y luego se lo mantiene en ese nivel constante durante la operación normal.

Conjuntamente con el sistema de evacuación rápida del moderador, actúa un sistema de inyección de veneno líquido (sistema de corte por inyección). Este sistema es actuado por instrumentos detectores de pérdidas del sistema primario de transporte de calor.

No se prevé que el coeficiente positivo de vacío y de potencia de reactividad cause dificultades en el control y regulación debido al gran valor de la constante de tiempo (15 a 20 seg.) que es función del tamaño de las barras combustibles de UO_2 . La constante de tiempo excede por mucho todo retardo en el sistema de comando.

8.6 REGULACION, INSTRUMENTACION Y SISTEMA DE SEGURIDAD

Una computadora numérica reemplaza cierta cantidad de registradores e indicadores clásicos así como los sistemas analógicos para controlar el reactor y el nivel del agua en los tanques separadores de vapor. Si bien esta computadora es esencial en el comando de la central, no forma parte del sistema de protección, según es norma en los principios de seguridad. Los sistemas de seguridad ya fueron mencionados anteriormente en esta descripción.

8.7 TURBO-GENERADOR

La turbina es una máquina de eje único que gira a 3600 rpm a plena carga bajo la acción del vapor saturado a presión de 52.7 kg/cm^2 y temperatura de 265°C .

El generador está acoplado rígidamente a la turbina, y tiene una

potencia nominal de 296 MVA.

8.8 FISICA DEL REACTOR

Los parámetros más importantes están resumidos en la Tabla 8.1. Los problemas que exigen mayor esfuerzo en este reactor son los de control, debido al fuerte valor positivo del coeficiente de reactividad por vacío del refrigerante (3% por pérdida total del refrigerante).

Afortunadamente los tiempos de los transitorios de estos efectos son del orden de segundos, como para que no presenten problemas insolubles disponiendo de control computarizado. Es importante aclarar que estos problemas son inherentes al control, pero sin afectar a la seguridad /2//3/y/4/.

La distribución de potencia en el núcleo es aplanada radialmente mediante dos zonas de recambio de combustible, tal como se muestra en la Tabla 8.2.

El quemado medio de extracción en el núcleo no será menor de 7000 MWd/tU promediado a lo largo de la vida de la central.

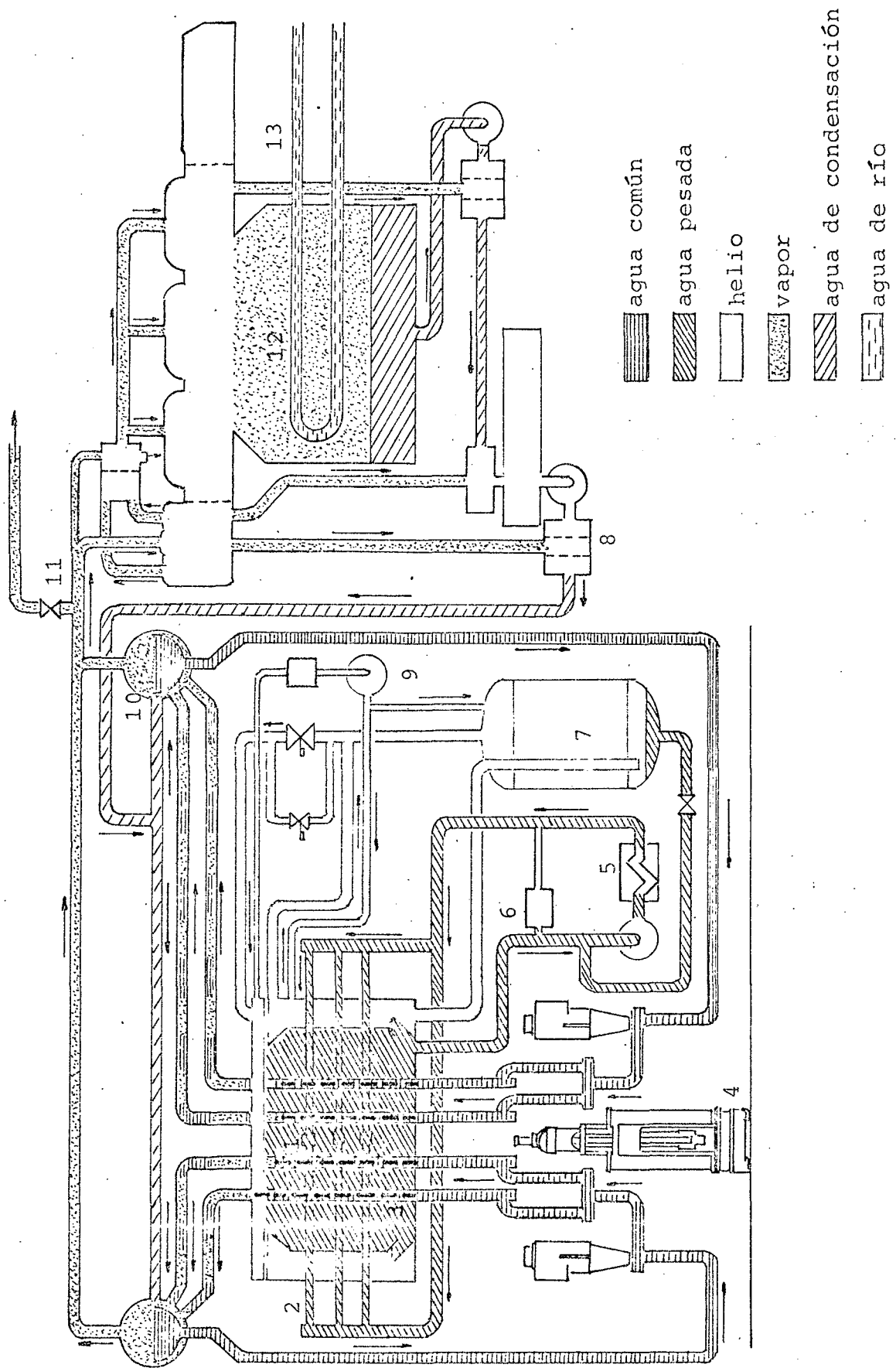


FIGURA 8.1- DIAGRAMA DE FLUJO DE GENTILLY I

DIAGRAMA DE FLUJO DE GENTILLY I

REFERENCIAS

- 1.- Reactor
- 2.- Barra de sobrereactividad
- 3.- Combustible
- 4.- Máquina de recambio de combustible
- 5.- Moderador
- 6.- Purificación
- 7.- Tanque de descarga
- 8.- Recalentador
- 9.- Helio
- 10.- Recipiente de vapor
- 11.- Válvula de seguridad
- 12.- Condensador
- 13.- Agua de refrigeración.

TABLA 8.1.

PARAMETROS DE GENTILLY I

Generales

Potencia de fisión	MW	832.9
Potencia eléctrica neta	MW	250.0
Rendimiento neto de la central	%	30.0
Quemado medio del combustible	MWd/tU	~ 7000

Reactor

Número de canales		308
Paso de red	cm	27.94
Radio del núcleo	cm	277
Largo del núcleo	cm	500
Reflector radial (D ₂ O)	cm	79
Factor radial de forma		.816
Factor axial de forma		.649
Carga total de D ₂ O	t	212

Conjunto del canal

Tubo de presión (Zr-Nb)		
Diámetro interno	mm	104
Espesor	mm	2.4
Presión de cálculo	kg/cm ²	69.3
Temperatura de cálculo	°C	273
Tubo de calandria (Zr-2)		
Espesor	mm	1.02

Combustible

Número de barras		18
------------------	--	----

Vaina (Zr-4)

Espesor (máx)	cm	.059
Radio de una barra comb.	cm	.93
Espaciamiento mín. e. manojos	cm	.096
Espaciamiento radial entre el combustible y el tubo de presión	cm	.183
Integral de conductividad máx. del combustible $\int \lambda d\theta$	W/cm	48
Flujo calórico máx. en la superf.	W/cm ²	97.8
Carga de combustible del núcleo	t ^U	65
Potencia lineal máx. del manojos de combustible	KW/cm	9.779

Circuito de transporte de calor

Temperatura de salida del refrigerante	°C	270
Temperatura de entrada del refriger.	°C	267
Potencia total de bombeo	MW	6.2

Parámetros del canal central

Título de vapor a la salida	% peso	16.5
Velocidad másica	10 ² kg/h cm ²	15.85
Presión de salida	kg/cm ²	56.6
Caída total de presión en el canal	kg/cm ²	8.09

Ciclo de turbina

Temperatura del vapor	°C	266
Presión del vapor	kg/cm ²	52.7
Rendimiento de la turbina	%	34.40

TABLA 8.2

	Zona Interna	Zona Externa	Promedio del núcleo
Quemado final (MWd/tU)	10220	7372	7860
Radio teórico de la zona (cm)	117.3	276.65	
Consumo (tU/día)	0.0175	0.0846	0.102
Fracción de potencia	0.23	0.77	1.00

REFERENCIA

- /1/ - "CANDU-BLW Gentilly" AECL 3863 - (1971)
- /2/ - N. G. CRAIK et al, "Testing of the computer control of the reactor power system at the gentilly Nuclear Power Station" - Journal of the British Nuclear Energy Society, Vol. 12, N. 1, p. 85 January 1973.
- /3/ - L. W. WOODHEAD, et al, "Commissioning and operating experience with canadian nuclear electric stations", AECL-3972 (1971).
- /4/ - "Prime esperienze di funzionamento della centrale Candu-BLW di Gentilly", Notiziario CNEN - Anno 19 - N.2 (1973).

CAPITULO 9

"DESCRIPCION DEL PROTOTIPO CIRENE"

9.1 GENERALIDADES

El reactor está ubicado en el centro de Latina, sobre el mar Mediterraneo.

Es un reactor moderado con agua pesada, refrigerado con agua hirviente y con combustible de uranio natural, con o sin reciclado de plutonio. Tiene tubos de presión y ciclo directo de vapor. El concepto importante en la línea CIRENE es el incremento en el título de vapor en el núcleo del reactor; dada la influencia del H_2O en el comportamiento dinámico de la planta, esto resulta indudablemente beneficioso. Por tratarse de un reactor prototipo de 40 MWe, y a los fines de disponer de una mayor reactividad, llevará algunos elementos combustibles enriquecidos en la región periférica. De este modo se eleva el quemado del combustible a un valor razonable (4500 MWd/t). Constituye un paso intermedio para un reactor de 500 MWe a 660 MWe, el cual en principio está pensado para trabajar con UO_2 natural únicamente. Es representativo del concepto de reactor de potencia, al punto que la longitud de los elementos combustibles es a plena escala. Como consecuencia, los parámetros termohidráulicos del núcleo y la relación de masa de uranio/agua resultan similares a los de un núcleo más grande. Esto se cumple también en el comportamiento dinámico y en aspectos mecánicos del comportamiento de los tubos a presión.

En la Tabla 9.1 se dan los principales parámetros y en la figura 9.1 se ilustra el diagrama de flujo de este reactor.

9.2 TRANSFERENCIA DE CALOR Y CAUDAL DE REFRIGERANTE

Este diseño es particularmente interesante respecto de Gently-I en cuanto a la aplicación del fenómeno de la doble fase, a fin de aumentar la reactividad y economizar neutrones (faz agua liviana-vapor) y para el control zonal del reactor (sistema agua liviana borada-oxígeno).

La economía de neutrones o aumento de reactividad se logra llevando el título de vapor al máximo nivel compatible con las condiciones de refrigeración (dry-out). Durante la puesta en marcha y trabajos a potencias menores la densidad debe ser igual a la de plena carga. Esto se logra mediante sopladores de vapor que lo inyectan hasta alcanzar el 40% de la potencia nominal.

Para el control zonal de reactividad se varía la densidad de la mezcla agua borada-oxígeno, que circula por los tubos verticales independientes ubicados en distintos lugares del núcleo. Este sistema se denomina de "barras de control en doble fase", para diferenciarlo del denominado "barra de control sólida". Se efectuaron estudios experimentales para la determinación de flujos calóricos críticos por "dry-out" y pérdidas de carga, en el circuito IETI-3 (Piacenza - Italia) que transfiere calor a alta presión y temperatura empleando agua liviana en ebullición.

Las experiencias se realizaron con modelos de elementos combustibles a plena escala calefaccionados eléctricamente mediante una fuente de corriente continua de 8.5 MW; en otros circuitos menores se realizan ensayos para la determinación del inventario de H_2O (densidad) de los canales de combustible.

También en otros países se ha estudiado el comportamiento tér-

mico del canal, como aparece en la Tabla 9.2.

AECL decidió emplear freón en la simulación del canal, y así se requirió para el calentamiento, 1,2 MW en lugar de 20 MW.

9.3 SISTEMAS DE PARADA

Uno es similar al de Gentilly-I (moderator dump) o sea por evacuación del moderador y el otro consiste en la inyección de agua borada en 10 tubos verticales (barras líquidas).

9.4 SISTEMA DE CONTROL

Tiene dos particularidades interesantes, y es que logra una distribución axial uniforme de los venenos y el conjunto del reactor no es atravesada por barras sólidas en movimiento.

9.5 FISICA DEL REACTOR

Se han efectuado estudios físicos del reticulado en regimen permanente, acoplamiento neutrónico térmico, transientes, y quemado de combustible. Se desarrollaron los códigos PROCELLA, MIHICAN y SIOUX; el PSICHE incorpora un modelo de celda mejorado. Se han hecho experimentos para apoyar prácticamente a estos códigos y verificar directamente algunos datos de importancia en el diseño. A tal fin se han utilizado los reactores de potencia cero RB-1 y RB-3 en el centro CNEN de Bologna; también se ha usado el ECCO del Euratom en Ispra. La finalidad fue determinar características del reticulado tales como margen de reactividad disponibles, efecto de la variación de densidad del refrigerante en la reactividad, etc. La ausencia de generación de potencia y la imposibilidad de reproducir reticulados calientes con el refrigerante real dentro de los caudales hizo

necesaria la investigación experimental en doble fase. Para esto se efectuaron estudios generales del reticulado en condiciones simplificadas a temperatura ambiente, con combustible virgen y refrigerante simulado y estudios de efectos especiales, como los debidos a temperatura, heterogeneidad del reticulado y distintas simulaciones del refrigerante. En el primer caso se emplearon datos del RB-1 y ECCO y en el segundo se trabajó en el RB-1 para medir coeficientes de temperatura del combustible.

En otros países, se trabaja con líneas similares. Las principales instalaciones y herramientas de cálculo se detallan en la Tabla 9.3.

A pesar de que Canadá e Italia trabajan en reticulados con uranio natural y Gran Bretaña y Japón con combustible enriquecido, esto no fue óbice para que se llevara a cabo un interesante trabajo de correlación entre datos experimentales y métodos de cálculo. Por iniciativa canadiense se está tratando de aumentar la cooperación en el campo del reciclado de plutonio. Cabe mencionar que hace algunos años Gran Bretaña hizo estudios en el JUNO para estudiar el efecto de la acumulación de plutonio en el SGHWR; otros países (Japón, Canadá) tienen también planes de física de reactores para el empleo de combustible con plutonio.

9.6 COMBUSTIBLE

El elemento combustible es de tipo segmentado, similar al de Gentilly-I, o sea que cada segmento está constituido por un manojo de 18 barras de 50 cm de largo; cada elemento combusti-

ble está compuesto por 8 de estos manojos. Las vainas son de Zry-2, y contienen pastillas de UO_2 .

El recambio de combustible se realiza sin potencia, pero con el reactor presurizado y con temperatura. Al presente está previsto cambiar la octava parte del núcleo cada dos meses. El recambio en potencia se experimentará bajo condiciones particulares. Se han hecho ensayos con elementos combustibles fuera y dentro del reactor. Fuera del reactor se ha estudiado el colapso y la corrosión en un loop doble fase agua-gas en frío (loop IDRA en CISE) a fin de mejorar las condiciones de diseño. Otros ensayos se hicieron en la instalación ADI, en circuito de agua-vapor adiabático ubicado en el centro CASACCIA del CNEN. Para experiencias dentro del reactor se construyó, especialmente para el programa de investigación y desarrollo CIRENE, la loop CART en el reactor ESSOR en Ispra. La finalidad es irradiar manojos de uranio natural en condiciones térmicas representativas. Otras experiencias se programaron en el HBWR (Halden, Noruega), AVOGADRO (Saluggia, Italia), R-2 (Studsvik, Suecia) y ÅGESTA (Suecia).

La tecnología de elementos combustibles de uranio natural y uranio enriquecido difiere notablemente. Para el caso del combustible del CIRENE resulta válida toda la experiencia acumulada por Canadá a lo largo de 20 años de desarrollo de elementos de uranio natural.

9.7 COMPONENTES MECANICOS

Los tubos de presión y calandria están fabricados en Zry-2 y forman parte integral del conjunto de la calandria, en tanto

que los tubos de presión serán contruidos en fábrica y conectados al circuito primario mediante juntas mecánicas. Si fuera necesario, éstas podrían ser desmontadas fácilmente para su reemplazo.

El diseño de los tubos de presión no presenta particularidades especiales, siendo semejantes a los reactores existentes, tales como Gentilly-I, FUGEN y SGHWR. El reactor está orientado verticalmente y totalmente inmerso en una pileta con agua cuyas paredes constituyen el blindaje biológico. Un espacio anular rodea a la calandria, formando parte integral del conjunto del reactor. La estructura de soporte está especialmente constituida por las placas-tubo del blindaje neutrónico y conectada a la extensión de los tubos de calandria por medio de uniones soldadas. La estructura está diseñada para soportar las consecuencias del estallido de un tubo de presión. El análisis de tensiones se estudia en condiciones estáticas y dinámicas por medio de un modelo (mock-up) en escala 1:5.

En el campo de la investigación y desarrollo se trabaja en el desarrollo de juntas de Zircaloy/acero inoxidable, en el ensamblado de elementos combustibles y ensayos de comportamiento y en el desarrollo del sistema de recambio de elementos combustibles.

El desarrollo de las juntas implica la resolución de problemas específicos, tales como técnicas de fabricación, control de calidad, comportamiento durante la vida útil en condiciones normales y de emergencia.

Para el ensamblado de elementos el CISE ha constuido un conjunto experimental al cual llamó MOCK-UP, de 20 metros de altura,

que permite ubicar los tubos de presión desde abajo en el reactor; para ensayos de "freeting corrossion" y vibración de los canales se usa también la instalación ADI, con alto nivel de vapor.

Para el desarrollo del sistema de recambio, la más importante, para el diseño, es la determinación del comportamiento bajo agua de los diferentes materiales, dimensiones de componentes, temperaturas de operación, y condiciones químicas del agua.

Los mecanismos mas críticos se han ensayado en autoclaves y se han encargado ensayos al UKAEA.

Todos los reactores de este tipo que se encuentran en otros países, tienen en común el concepto de tubo de presión. En el caso de CIRENE y SGWHR se emplea Zircaloy-2 y en FUGEN y BLW, Zr-2,5% Nb. Esta aleación tiene mejor comportamiento, pero a la fecha del diseño de CIRENE no había suficiente información por parte de Canadá. Las "rolled joints" son un hecho corriente en estos diseños; en Italia se estan ensayando juntas co-extrudadas. El recambio de combustible tiende a hacerse siempre en potencia; esto no se cumple en CIRENE por razones de reactividad, pero la máquina está diseñada para el recambio en caliente.

9.8 EXPERIENCIAS DE SEGURIDAD

Los datos producidos en la investigación y desarrollo de este proyecto, en especial en el campo de la física, son aplicables al estudio del accidente que se produce por pérdida de medio refrigerante (LOCA). En este campo han cobrado énfasis los trabajos sobre refrigeración de emergencia y de estallido de

tubos de presión.

Los estudios para el LOCA y el adecuado diseño del sistema de inyección de emergencia se realizan mediante el código TILT, desarrollado por Italia; esto a su vez requirió el apoyo de un vasto programa experimental. A tal fin se empleó el circuito de ensayos CIRCE; este circuito se empleará también en estudios de inestabilidad de caudal en canales paralelos, que es otro de los puntos importantes de este tipo de reactor.

Si bien el estallido de un tubo de presión es poco probable como accidente (mucho antes de que una fisura sea peligrosa se la detecta por pérdidas y/o revisiones periódicas), el estudio de sus consecuencias es suficientemente interesante como para que se haya encomendado un programa de ensayos al UKAEA. También se llevaron a cabo ensayos en la instalación BUTULLA en el centro de EURATOM en Ispra (efectos de ondas de presión en el tanque del moderador por estallido de un canal de combustible incluyendo el tubo de calandria).

También en otros países (Canadá, Gran Bretaña, Japón) se han realizado experimentos con tubos de presión. La instalación CIRCE es una de las más importantes en el mundo para ensayos de transientes termohidráulicos, y está siendo utilizada por Canadá en sus experiencias. Japón hace ensayos en un loop ubicado en O-ARAI en apoyo del ATR (FUGEN), tanto de rotura de tubos como de refrigeración de emergencia.

La dotación de personal de Investigación y Desarrollo para CIRENE y su programa es de 81 profesionales y 159 no profesionales, lo que hace un total de 240 personas. En el período 1965-1973 el CNEN invirtió en este proyecto de investigación

y desarrollo la suma de 36 millones de dólares, que significan el 16% del esfuerzo del CNEN en ese período.

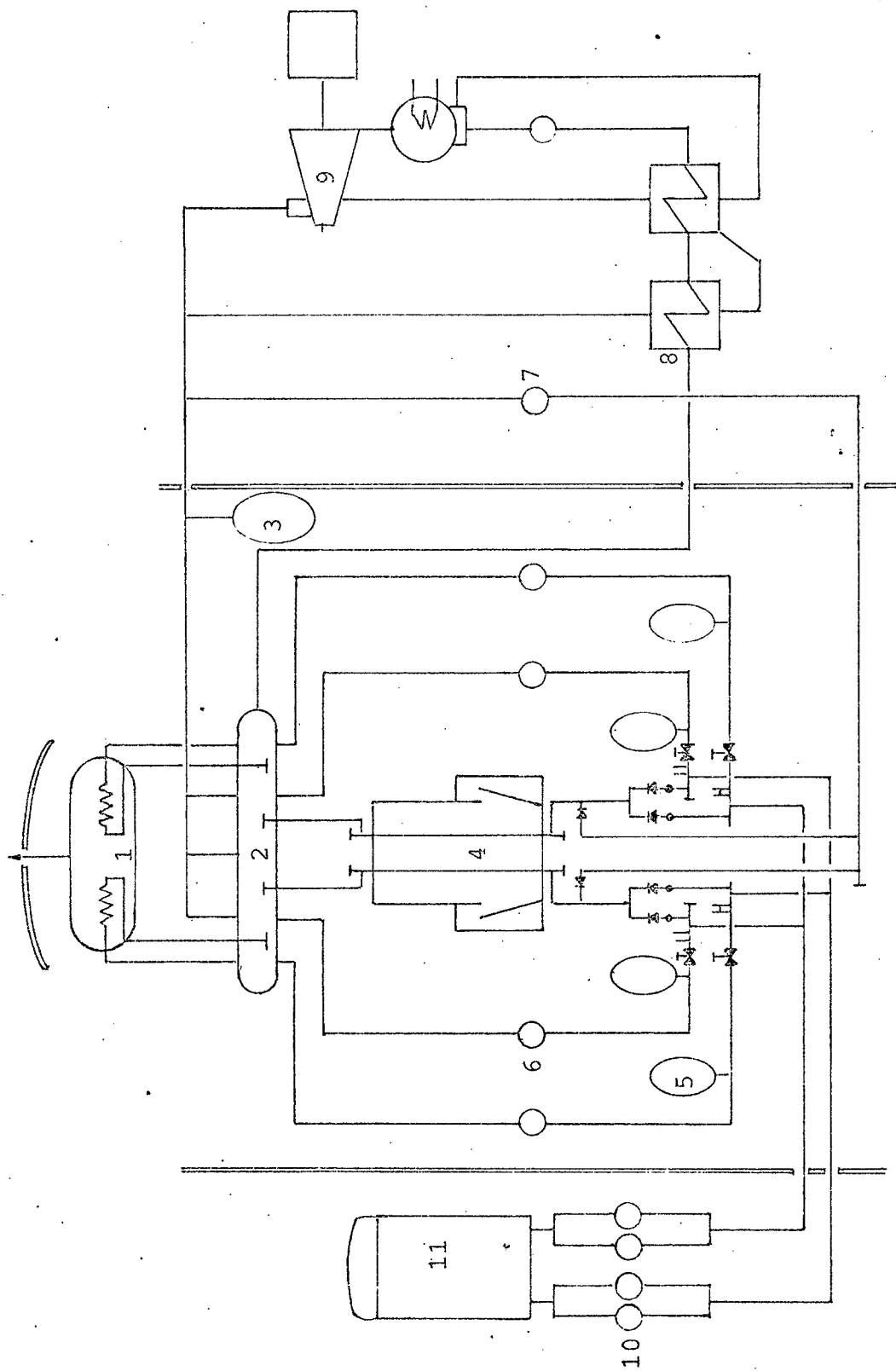


FIGURA 9.1 - DIAGRAMA DE FLUJO DEL PROTOTIPO CIRENE

DIAGRAMA DE FLUJO DEL PROTOTIPO CIRENE

REFERENCIAS

- 1.- Condensador de emergencia.
- 2.- Tanque de separación de vapor.
- 3.- Tanque de supresión de vapor.
- 4.- Reactor.
- 5.- Tanque de alimentación de emergencia.
- 6.- Bomba del refrigerante del reactor.
- 7.- Compresor de vapor.
- 8-- Precalentador de vapor vivo.
- 9.- Turbina .
- 10.- Bomba de inyección de emergencia.
- 11.- Tanque de agua.

TABLA 9.1

PARAMETROS PRINCIPALES DEL PROTOTIPO CIRENE

Características Generales

Potencia térmica (al refrigerante)	130	MW
Potencia eléctrica (en bornes)	42	MW
Caudal de vapor	75,5	Kg/s
Caudal total en el núcleo	320.0	Kg/s
Entalpía del agua de alimentación	257,5	Kcal/kg
Presión en el tanque separador de vapor	48	Kgf/cm ² (absolutos)

Núcleo

Paso de red	27	cm
Diámetro equivalente del núcleo	2.63	m
Altura del núcleo	4.00	m
Número de canales de potencia	60	
Número de canales de potencia con U nat	36	
Número de canales de potencia con U enriquecido al 1.1%	24	
Factor de forma radial	.896	
Factor de forma axial	.665	
Reactividad del refrigerante (p. comb. fresco)	3600	pcm
Peso de uranio	11	t
Peso de agua pesada (total)	55	t

Geometría del canal de refrigerante

Diámetro interno del tubo de presión	106.1	mm
Espesor del tubo de presión	3.15	mm

Area de pasaje de refrigerante	28.7	cm ²
Diámetro interno del tubo de calandria	124	mm
Espesor del tubo de calandria	1	mm
<u>Combustible</u>		
Diámetro de la barra	20	mm
Nº de barras por manojo	18	
Nº de manojos por canal	8	
Separación entre manojo	1.38	mm
Espacio radial entre barra y tubo de presión	1.75	mm
Espesor de vaina	.5	mm
Máxima integral de conductividad	46	Watt/cm
Máximo flujo calórico	92	Watt/cm ²
Quemado promedio de extracción	4500	MWd/t
ICR (nat)	.86	
ICR (1.1%)	.61	
<u>Sistema de transporte de calor</u>		
Título medio de entrada	-.02	
Título medio de salida	.236	
Densidad promedio del refrigerante	.32	g/cm ²
Máxima pérdida de carga en el canal	2.5	kg/cm ²

TABLA 9.2

CIRCUITOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR DE AGUA HIRVIENTE

<u>País</u>	<u>Lugar</u>	<u>Fluido</u>	<u>MW</u>
Italia	Piacenza	Agua	8.5
Inglaterra	Winfrith	Agua	9.0
Japón	O-Arai	Agua	13.0
Canadá	Chalk-River	Freon	1.2

TABLA 9.3

REACTORES DE POTENCIA CERO Y CODIGOS PRINCIPALES DE COMPUTACION

<u>País</u>	<u>Lugar</u>	<u>Reactor</u>	<u>Códigos Básicos</u>
Canadá	Chalk-River	ZED-2	LATREP
Gran Bretaña	Winfrith	DIMPLE-JUNO	METHUSELAH
Italia	Bologna	RB-1, RB-3	PROCELLA, PSICHE
Japón	O-Arai	DCA	CLUSTER-IV

REFERENCIAS

- /1/ - M. SILVESTRI, I. CASAGRANDE, A. BROGGIATO, C. MANCINI,
A. PEDRETTI, "The Cirene proyect". Energíá Nucleare,
Vol 18 /Nº11/ Noviembre 1971.
- /2/ - C. MANCINI, S. VILLANI, "The Cirene R and D Programmes"
Energia Nucleare, Vol 20, /Nº 4/ - aprile
1973.

"TRANSPOSICION A NUESTRAS CONDICIONES"

10.1 GENERALIDADES.

Teniendo en cuenta lo analizado en el Capítulo 7 sobre las tendencias actuales en el desarrollo de reactores avanzados a D_2O , así como las descripciones más detalladas de los reactores GENTILLY-I y CIRENE en los capítulos 8 y 9, pueden establecerse los siguientes puntos de partida.

- 10.1.1 Dentro del programa canadiense de desarrollo de reactores, el mayor esfuerzo corresponde a la optimización de la línea CANDU-PHW. Este sufrió una evolución sostenida al pasar de NPD, a Douglas Point, a Pickering y a Bruce, y el mejor ejemplo entre muchos otros es probablemente el del elemento combustible, constituido sucesivamente de 7, 19, 28 y 37 barras.
- 10.1.2 Para el futuro más cercano el reciclado de plutonio en reactores de las líneas CANDU-PHW y CANDU-BLW será aparentemente el elemento fundamental a introducir en el programa nuclear canadiense. De ambas líneas, la CANDU-BLW aparece como la más apropiada para la utilización del gran stock de plutonio que se está constituyendo en Canadá por la operación de las centrales actuales y las que están en construcción.
- 10.1.3 El desarrollo de reactores asociados los conceptos HWBLW (moderador D_2O y refrigerante H_2O en ebullición) y reciclado de plutonio, se efectúa no sólo en Canadá sino también

y fundamentalmente en Italia y Japón. A su vez, cercana a estos conceptos se encuentra la línea inglesa SGHWR.

10.1.4 El primer reactor construido utilizando el concepto HWBLW, GENTILLY-I (250 MWe) es una transposición muy directa de los reactores de la línea CANDU-PHW, solamente con los cambios más indispensables (ciclo directo a turbina, canales verticales y una única máquina de recambio de combustible en la parte inferior). Su disponibilidad ha sido muy baja, lo que no debe sorprender en un reactor prototipo, único en su tipo hasta ahora en operación en el mundo. No obstante es preciso señalar que los principales puntos débiles de su concepción han sido resueltos satisfactoriamente en los diseños de reactores posteriores: CIRENE - 40 (40 MWe, en construcción) FUGEN (165 MWe, en construcción), CANDU-BLW (PB) (1200 MWe) y CIRENE-660 (660 MWe).

10.1.5 Dos aspectos de estos diseños satisfactorios respecto de GENTILLY-I son fundamentales, pues ambos conducen a disminuir e inclusive a anular el importante coeficiente positivo de reactividad por vacío de refrigerante:

- 1) La característica más saliente en este sentido del reactor CIRENE es el empleo de menores presiones de refrigerante con lo que se tiene un alto título de vapor, es decir una menor densidad efectiva del H_2O en el núcleo; con ello se reduce la importancia de su presencia ganando en estabilidad del sistema y disminuyendo los requisitos sobre el control.
- 2) En los reactores CANDU-BLW(PB) (1200 MWe, en proyecto) y FUGEN (165 MWe, en construcción), el empleo de combustible:

a base de óxidos mixtos UO_2 - PUO_2 permite eliminar en la práctica el problema del coeficiente de vacío y beneficiarse plenamente con el empleo del ciclo directo así como con la utilización del plutonio.

10.2 OPCIONES

Por lo expuesto, resultan básicamente dos opciones como reactor prototipo de centrales de potencia para la CNEA.

a) Reactor línea CANDU-PHW con una potencia eléctrica del orden de 40 MWe, donde se incorporarían en el diseño las características más recientes de esa línea, a la vez que se haría un gran esfuerzo por adaptar el conjunto a las condiciones de la industria nacional. (Esta opción es tratada en mayor detalle en 3.4).

b) Reactor tipo HWBLW. En este caso nuestro prototipo sería muy similar al reactor CIRENE en construcción en Italia, que ofrece sobre GENTILLY-I las ventajas mencionadas en 10.1.5. Cabe la posibilidad, en cambio, de sustituir en CIRENE el concepto núcleo a dos zonas a U natural y a U enriquecido, por un núcleo empleando combustible enriquecido con plutonio por lo expuesto en el capítulo 7 y en 10.1.5.

En lo que sigue de este capítulo veremos en mayor detalle una serie de parámetros relativos a la segunda opción, fundamentalmente en el caso de un reactor similar al CIRENE-40.

10.3 PARAMETROS PRINCIPALES DEL REACTOR.

Como se vió en el capítulo 9, el prototipo CIRENE posee un núcleo con 60 canales, 36 internos a combustible U natural

y 24 externos a U enriquecido en U^{235} al 1.15%. En cambio Gentilly-I y el proyecto reactor CIRENE comercial utilizan un núcleo totalmente de U natural. Los elementos combustibles son muy similares en los 3 casos y poseen 18 barras combustibles y 1 barra portante estructural. La integral de conductividad, $\int \kappa (T) dT$, es fijada en los tres casos al mismo valor, 48 w/cm, con lo que resultan aproximadamente los mismos valores de potencia específica, densidad de potencia, flujo rápido y flujo térmico, en el canal caliente. Estos valores son por lo tanto independientes de la potencia total y de las demás características del reactor en particular de sus dimensiones, pues sólo dependen del elemento combustible elegido.

Se analizó entonces cuales eran los límites para diseñar un núcleo totalmente con U natural. Para ello se efectuaron cálculos primeramente con los códigos METHUSELAH-II /1/ y WIMS-D /2/ para determinar los parámetros integrales, constantes de la celda a dos grupos y concentraciones isotópicas del combustible en función del quemado, desde combustible fresco hasta combustible con un quemado final superior a los 10.000 MWd/TU, todo ello para el elemento combustible de CIRENE a U natural. A su vez se efectuaron cálculos paralelos sobre combustibles similares de los cuales se conocían valores experimentales o calculados independientemente a fin de determinar los errores sistemáticos en los valores de reactividad, k_{eff} , y k_{∞} . Se determinaron temperaturas del canal promedio en base a las características de este E.C. y de los valores para E.C. Candu de 28 y 37 barras ya conocidos en el proyecto C.N. Embalse. Finalmente se efectuaron

cálculos para determinar el exceso de reactividad, las distribuciones de flujo y la ubicación de los picos de potencia, en el caso del reactor CIRENE-40 con núcleo a 2 zonas nominal, utilizando el código EQUIPOISE /3/.

En lo que sigue se presenta una breve síntesis del trabajo realizado.

10.4 ERRORES SISTEMATICOS DE LOS CALCULOS.

Dado que en este tipo de reactor de U nat./D₂O, la presencia de H₂O como refrigerante conduce el exceso de reactividad, normalmente pequeño, a valores aún mucho menores, es preciso previamente determinar lo mejor posible la precisión de los códigos de cálculo, pues pequeños errores en k_{eff} conducen a drásticos cambios en la masa crítica y en las dimensiones del reactor. Se utilizó como código de diseño el código METHUSELAH-II por su sencillez y los pequeños tiempos de computadora, el que fue comparado con valores conocidos o calculados con el código de referencia WIMS-D, mucho más exacto por sus modelos de cálculo. Se determinó así que METHUSELAH-II subestima k_{eff} en este tipo de celdas entre 0.65 y 1.1%, considerándose 1% como valor más probable para los análisis posteriores.

10.5 BALANCES DE REACTIVIDAD.

El valor de k_{∞} para el núcleo fresco y frío, resulta ser 1,0874 según WIMS-D. La pérdida de reactividad al pasar a núcleo caliente y plena potencia (Xe y Sm en equilibrio) es de 3600 pcm. La pérdida de reactividad por fugas axiales

($B_{ax}^2 = 0.5 \text{ m}^{-2}$ para $H=400 \text{ cm}$ de longitud del canal y 20 cm de ganancia por reflector en cada extremo) es $\delta\kappa=1500\text{pcm}$.

La misma pérdida por fugas en el sentido radial depende ahora de la configuración zonal del reactor.

Por lo tanto para un núcleo totalmente de U natural (de grandes dimensiones) se tendría un valor límite máximo, para núcleo fresco y plena potencia de $k_{eff} = 1,036$ (factor de forma radial $Fr \approx 1$).

La figura 10.1 muestra la evolución de la reactividad con el quemado. Esta crece al comienzo debido al efecto de la producción de Pu-239 llegando a obtenerse unos 1000 pcm adicionales respecto del núcleo fresco para un quemado de 600 MWd/tUO_2 . En CIRENE-40 el quemado medio de extracción promediando ambas zonas del núcleo es de 4500 MWd/tU .

En la tabla 10.1 se resume el balance de reactividad estimado.

10.6 VARIACION DEL EXCESO DE REACTIVIDAD CON EL TAMAÑO DEL NUCLEO

La tabla 10.1 muestra la relación entre dimensiones del núcleo y exceso de reactividad. El radio equivalente R' ($R' = R + \delta R$, δR = ganancia por reflector) resulta de suponer un núcleo de altura $H=400\text{cm}$ que corresponde a un reactor de escala comercial, tal como se tiene en CIRENE-40 para reproducir fielmente las condiciones esperadas en CIRENE-660 en el canal combustible. (Como antes, se supone una ganancia de reflector axial total $\delta H = 40\text{cm}$). Los radios reales R se obtienen de los valores de R' suponiendo una ganancia por reflector radial $\delta R = 20 \text{ cm}$.

Los valores de k_{eff} mostrados corresponden a núcleo fresco, en un caso para núcleo frío (potencia nula) y en otro para núcleo caliente a plena potencia. El exceso mínimo de reactividad del núcleo en operación nominal en equilibrio puede estimarse provisoriamente en 1.5 % a 1.8% correspondiendo éste aproximadamente por partes iguales a los requerimientos por instrumentación del núcleo y al exceso para evoluciones de Xenón. Esto corresponde al núcleo en equilibrio cuyo quemado medio debe establecerse de modo de tener un quemado de extracción razonable (4500 MWd/tU en CIRENE-40 y ≈ 8000 MWd/tU en CIRENE-660).

Para el núcleo de arranque el exceso de reactividad a plena potencia puede estimarse provisoriamente en 2.5 % (3% en el caso de la C.N. Atucha), con lo que resulta un radio equivalente $R' \approx 3$ metros y un radio del núcleo de $R \approx 2.8$ metros. Este es precisamente el radio de GENTILLY-I. A su vez CIRENE -660 que es también totalmente en U natural posee un radio de núcleo $R = 4.28$ m lo que corresponde a un exceso de reactividad de 3% a plena potencia. Como ya se mencionó estos excesos de reactividad de 3% a plena potencia. Como ya se mencionó estos excesos de reactividad se incrementan en ~ 3.6 % para el núcleo frío. Dado el nivel de potencia definido para el RPI, resulta evidente de lo anterior la necesidad de enriquecer parcialmente el núcleo.

10.7 FLUJOS Y REACTIVIDADES EN CIRENE-40

Se efectuaron cálculos de distribuciones de flujo en el reactor CIRENE-40 con sus dos zonas de núcleo y sus reflectores axiales y radiales en condiciones de plena potencia,

en dos casos:

- a) para núcleo fresco.
- b) para núcleo en equilibrio.

En el primer caso resulta un exceso de reactividad del núcleo de $\sim 2.9\%$. En el segundo caso se supuso un quemado de extracción promedio sobre ambas zonas de $\bar{Q}_{\text{extrac}} = 4963 \text{ MWd/tU} = 4375 \text{ MWd/tUO}_2$ con lo que resulta un quemado medio de operación $\bar{Q} = 2187 \text{ MWd/tUO}_2$. Este, teniendo en cuenta el número de canales en cada zona, condujo a los siguientes quemados medios zonales de operación: $\bar{Q}^1 = 1875 \text{ MWd/tUO}_2$ y $\bar{Q}^2 = 2656 \text{ MWd/tUO}_2$. En este caso resulta un exceso de reactividad a plena potencia de $\sim 0.8\%$ que es pequeño para compensar los efectos por instrumentación y evolución de Xenón (se estimó en 1.5 a 1.8%, ver 10.6). No obstante este cálculo da resultados totalmente coherentes pues el quemado de extracción supuesto, $\bar{Q}_{\text{extracc}} \approx 5000 \text{ MWd/tU}$ es superior al fijado en CIRENE-40 (4.500 MWd/tU).

Las distribuciones de flujo se dan en la figura 10.2 para ambos casos. Ellas corresponden a la distribución radial en el plano medio del reactor y se observan los siguientes resultados.

Núcleo de arranque

$$\phi_t^{\text{max}} = 1.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg.}$$

$$\phi_r^{\text{max}} = 7.1 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg.}$$

Núcleo en equilibrio

$$\phi_t^{\text{max}} = 1.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg.}$$

$$\phi_r^{\text{max}} = 8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg.}$$

Los flujos rápido y térmico, ϕ_r y ϕ_t , se definen tomando una energía de corte de 0.625 eV.

Estos valores máximos se producen en el centro del reactor; en la zona enriquecida los flujos son bastante menores, como se observa en la figura 10.2

TABLA 10.1

Balance de reactividad estimado en un reactor HWBLW
de $\sim 130 \text{ MW}_t$ (conceptos CIRENE o GENTILLY-I).

A. NUCLEO TOTALMENTE DE U NATURAL.

- k_{∞} (fresco y frío)..... 1,087
- Antirreactividad por tem-
peratura y potencia (Xe y Sm)..... 3,6%
- Pérdida por fugas axiales..... 1,5%
- k_{eff} máximo para $\text{Fr} = 1$. en
condiciones de núcleo fresco y
plena potencia..... 1.036

B. NUCLEO A DOS ZONAS CON UNA UTILIZANDO U ENRIQUECIDO COMO
EN CIRENE - 40

- Exceso de reactividad para
núcleo fresco y plena po-
tencia..... 2.9%
- Exceso de reactividad estimado
para núcleo en equilibrio a ple-
na potencia (evoluciones de Xe-
nón e Instrumentación del núcleo)..... 1,7%

TABLA 10.2

Variación del exceso de Reactividad con el Tamaño del Núcleo Reactor HWBLW (conceptos CIRENE o GENTILLY-I) con núcleo totalmente de U natural, $P_t = 130$ MWt.

Altura del núcleo $H = 400$ cm.

Ganancia por reflector axial supuesta $= 20$ cm; $\delta H = 40$ cm

Ganancia por reflector radial supuesta $\delta R = 20$ cm.

Valores de k_{eff} obtenidos con constantes de METHUSELAH-II corregidos por error sistemáticos ($\delta k = +1000$ pcm).

Condiciones: Núcleo fresco, frío ($P_t=0$) y caliente a plena potencia.

Radio del núcleo (m)	B_{total}^2 (m ⁻²)	k_{eff} (frío, $P_t=0$)	k_{eff} (cal., $P_t=130$ MW)
	0,5098	1,0767	1,0407
6,8	0,6	1,0740	1,0382
5,3	0,7	1,0710	1,0353
4,2	0,8	1,0680	1,0325
3,6	0,9	1,0650	1,0297
3,2	1,0	1,0621	1,0269
2,7	1,2	1,0562	1,0213
2,3	1,4	1,0504	1,0158
2,1	1,6	1,0447	1,0103
1,9	1,8	1,0389	1,0048
1,8	2,0	1,0333	0,9995
1,4	2,8	1,0111	0,9784

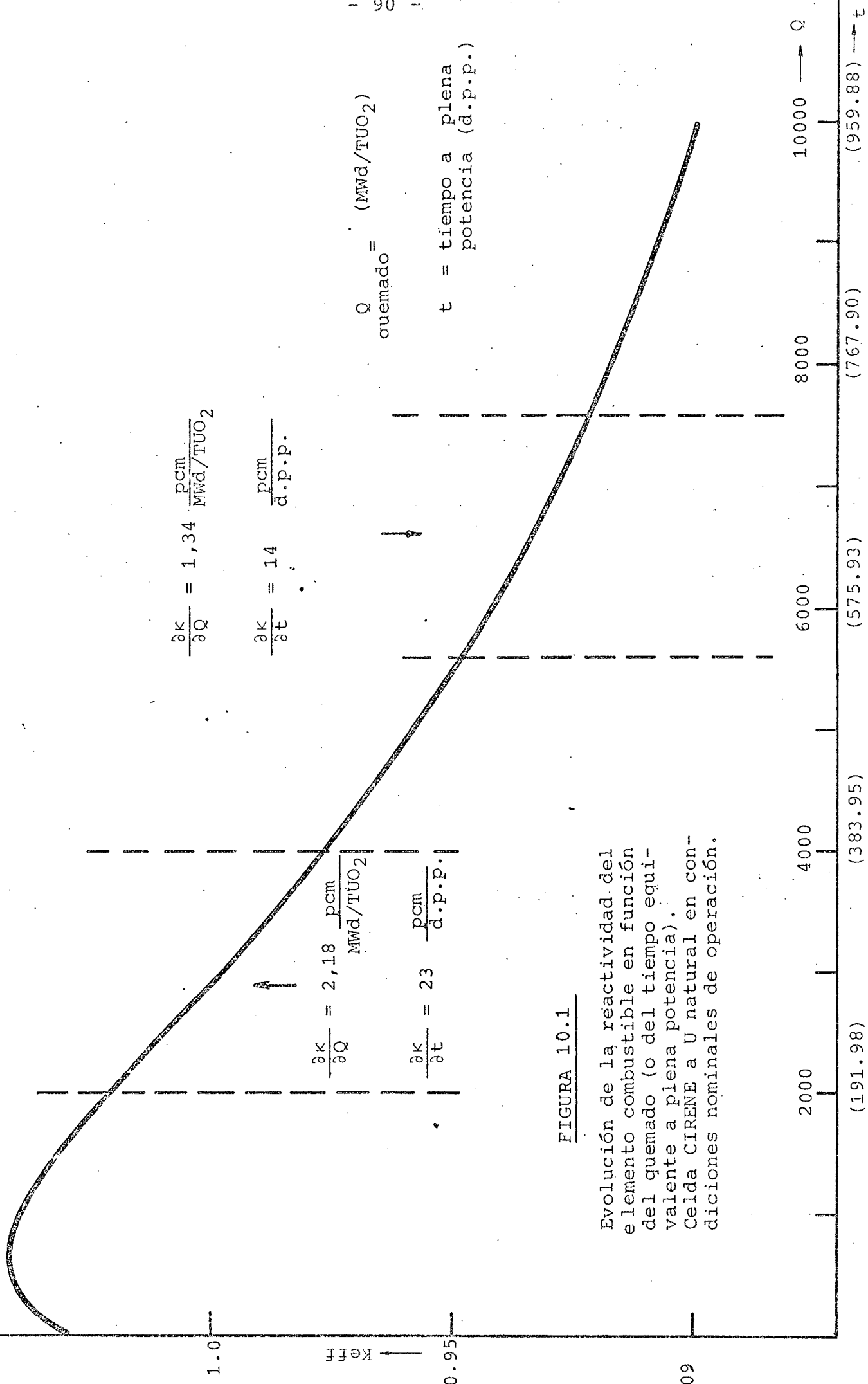
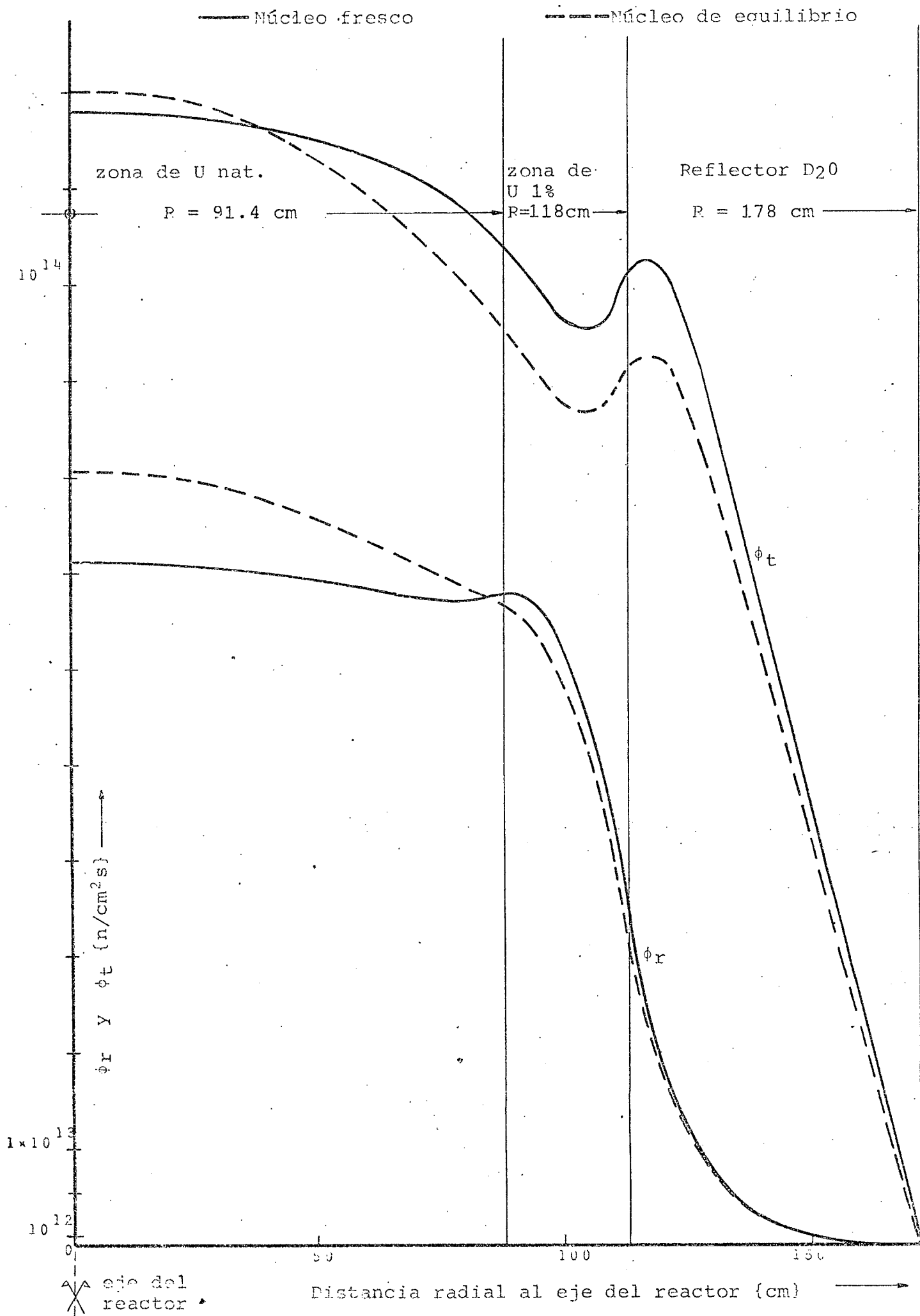


FIGURA 10.1

Evolución de la reactividad del elemento combustible en función del quemado (o del tiempo equivalente a plena potencia). Celda CIRENE a U natural en condiciones nominales de operación.

FIGURA 2.2

Flujos rápido ϕ_r y térmico ϕ_t en el prototipo CIPFNE-40 a 130 MWt. Distribución radial en el plano medio del reactor.



CAPITULO 11

"TIEMPO Y COSTOS"

- 11.1 El permiso de construcción para Gentilly-I se obtuvo el 26 de setiembre de 1966 y entró en operación en 1971. Estimaciones sobre su costo arrojan una cifra de 126 millones de dólares. Esto sin tomar en cuenta su evolución posterior. De modo general, se mencionan el valor de 1200 dólares por KWe, para un plazo de construcción programado; en construcción a largo plazo el aumento de este valor es impredecible. Al propio tiempo, se estima que a menor tamaño de reactor corresponde unitariamente mayor precio /1/. Para un reactor de tipo Cirene-40 se estima actualmente que la posible participación de la industria sea del orden del 60%.

REFERENCIA

/1/ - Ing. O. A. REATI, comunicación oral del Sr. Wallace.

PARTE IV

"REACTOR PROTOTIPO VS
REACTOR PARA IRRADIA-
CION Y ENSAYOS"

CAPITULO 12

"INCOMPATIBILIDADES"

12.1 Un reactor de ensayo de materiales exige fundamentalmente un flujo del orden de $2 \text{ ó } 3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$ o quizás más para el ensayo de elementos combustibles.

El reactor puede estar construido con uranio natural y agua pesada, pero esto no es esencial si lo único que se requiere son altos flujos. Podría también estar construido con uranio enriquecido y agua liviana, con lo que se consiguen altos flujos con una potencia de menor magnitud y mucho mayor exceso reactividad; en este caso el flujo rápido es del mismo orden que el flujo térmico, en tanto que en un reactor de agua pesada el flujo rápido es mucho menor. Además lo que resulta inconveniente en los reactores de uranio altamente enriquecidos y de agua liviana, es la reducida altura del núcleo, lo que permite probar únicamente secciones relativamente cortas de elementos combustibles. En cambio, en los reactores de agua pesada y U-nat. como el NRX y NRU, es posible probar secciones en escala del elemento combustible de un reactor de potencia de uranio natural y agua pesada.

Un reactor de ensayo de materiales debe estar implementado con laboratorios, celdas calientes, talleres especializados para la construcción y montaje de las "loops", "loops" para irradiación, sistemas de control de "loops", celdas de desmantelamiento con telemanipuladores, piletas de decaimiento de los elementos combustibles, etc. Es necesario disponer de todas estas instalaciones para asegurar el aprovechamiento del reactor como instalación multipropósito de irradiación.

Por otra parte, la construcción de un reactor prototipo, implica un desarrollo tecnológico previo y paralelo para resolver problemas claves del diseño. Se pueden citar ejemplos, tomados de desarrollos semejantes:

- a) "Loops" para probar el mecanismo de doble fase de refrigeración entre 8 MW y 15 MW.
 - b) Prueba de los sistemas de control del reactor.
 - c) Determinación en un dispositivo crítico de los parámetros físicos a usar y particularmente en reticulados con UO_2/PuO_2 .
 - d) "Loop" caliente en los canales centrales del dispositivo crítico, con elementos combustibles enriquecidos con Pu.
 - e) Estudio sobre elementos combustibles:
 - Colapso y corrosión en frío, estudio en "loops" especiales, "loops" en doble fase.
 - Estudio en radiación de los mismos efectos.
 - f) Pruebas sobre performance de canales y armado.
 - g) Experiencias e investigación sobre sistemas de seguridad.
 - h) Problemas especiales de la máquina de cambio de elementos combustibles.
 - i) Ensayo de seguridad sobre los tubos de presión.
 - j) Sistemas de enfriamiento de emergencia.
- etc

Es decir, que resolver problemas específicos de diseño implica un vigoroso programa de investigación y desarrollo; si no se lo encara así será necesario acudir a sistemas equivalentes a los que se usarán en ATUCHA II, es decir formas más o menos encubiertas de subcontratación ("arquitectura industrial").

La decisión de unificar las funciones de prototipo y ensayo de materiales en un mismo reactor implicaría compatibilizar requerimientos contrapuestos lo que es en principio no recomendable y requerirá indudablemente que se establezca un rango de prioridades entre ellos. *)

En un reactor diseñado esencialmente para ensayo de materiales se podría obtener dentro de ciertos límites el espectro de neutrones adecuado para las pruebas a ejecutar (flujo de neutrones rápidos importantes). En un reactor prototipo usando convertidores este comportamiento podría cumplirse con las complicaciones de diseño y limitaciones de volumen correspondientes.

El diseño mecánico del prototipo impondrá ciertos requerimientos más limitativos que en un reactor de concepción más simple (por ejemplo para las cañerías de salida de vapor) que podrían limitar la facilidad de acceso de las "loops" de irradiación. Si se usara nada más que un cierto sector del reactor para la instalación de "loops", el problema dinámico de control de reactor se complicaría y habría quizás que usar sistemas sofisticados zonales de control, con columnas líquidas de soluciones de boro con oxígeno, como han sido desarrollados en el Cirene. Si se decide que la línea de avanzada a adoptarse como segunda generación en el país es el CANDU-BLW y se adopta por lo tanto ese modelo para el reactor prototipo, el esfuerzo de desarrollo y ensayo de elementos combustibles estará naturalmente dirigido

*) No se conocen antecedentes sobre la existencia de tales reactores.

a resolver los problemas planteados por esta línea. Pero dichos problemas son esencialmente de diseño o de seguridad y deben por lo tanto estar resueltos antes de la construcción del reactor, para lo cual habrá sido necesario usar intensamente "loops" de irradiación en el exterior. Es decir, que como reactor de ensayo de materiales, el reactor llegaría cuando el esfuerzo masivo de ensayo ya ha sido ejecutado.

CAPITULO 13

"TECNOLOGIA EN ESTOS REACTORES"

13.1 GENERALIDADES

Para la fabricación nacional de los componentes principales se suministrarán al fabricante las especificaciones completas, la ingeniería básica y de detalle, materiales, normas de diseño y requisitos de inspección. Para el caso de componentes secundarios, o menos específicos, la industria está en condiciones de suministrar la ingeniería correspondiente.

En CNEA se cuenta con valiosa experiencia por lo actuado en la construcción de la CNA y CNE, tanto en lo que hace al desarrollo de la industria local como en la participación en la gestión de suministros de los contratistas. Hay sobre el tema estudios ya realizados /1 y 2/.

13.2 DISEÑO TERMOHIDRAULICO

Cabe aquí analizar tres aspectos:

- a) Diseño termohidráulico (capacidad de refrigeración).
- b) Análisis de seguridad (accidentes por sobrepotencia, pérdida de caudal y despresurización, diseño de los sistemas de seguridad).
- c) Diseño de los sistemas de control.

El grado de complejidad crece con la presión, la temperatura y el título de vapor.

Dado que el tipo NRU trabaja a baja presión y temperatura, no existe generación de vapor y la refrigeración se realiza con D_2O subsaturada, no se aprecia, en un primer análisis, que ha-

ya mayores dificultades para cumplimentar los puntos a), b) y c); consecuentemente, no habría entonces un apreciable incremento de tecnología.

El tipo Gentilly-I, en cambio, trabaja con presiones del orden de 60 atm y vapor húmedo con título de salida $x = 16.5\%$. Para cumplimentar los puntos a) y b) deberá implementarse el desarrollo de la termohidráulica de doble fase, utilizarse "loops" de agua y freón para ensayo termohidráulico de elementos combustibles, realizar u obtener códigos de cálculo y su uso para determinación de fenómenos críticos, inestabilidades y potencia admisibles. Si no se dispusiera a tiempo de esta tecnología, podría operarse el reactor con menor potencia y rendimiento e ir optimizándolo paulatinamente. Se requeriría colaboración externa, expertos, uso de "loops" y códigos existentes en otros países. La experiencia resultante implicaría un gran adelanto tecnológico en el campo de las centrales nucleares. Para la evaluación del punto c) habrá que dotar al Departamento de Instrumentación y Control de los medios necesarios para afrontar los problemas que se le presenten.

13.3 DISEÑO MECANICO

Desde el punto de vista del diseño mecánico, se consideran las características generales del reactor para ensayo de materiales y del reactor prototipo ^{*)}, en lo que hace a cantidad de multitubos verticales, medio refrigerante, medio moderador,

*) Se tomaron como referencia los reactores NRU y GENTILLY-I

material combustible, modo de recambio, ubicación de la máquina de recambio, potencia térmica y potencia eléctrica. Se ha hecho así una división por items y se ha indicado el límite actual de fabricación tanto de componentes de la parte nuclear como convencional.

13.3.1 Reactor y componentes principales

- Calandria: es posible construirla en el país.
- Tanque Reactor (caso NRU) Es posible su construcción en el país.
- Mecanismos de control de reactividad: es necesario conocer el despiece para evaluar alternativas o sustitución de materiales.
- Tubos de presión: en la actualidad no es posible construirlos en el país.
- Tubos contenedores de Elementos Combustibles: idem anterior.
- Tubos guías: se puede construir en el país.
- Máquina de recambio de elementos combustibles: sólo es posible la construcción de partes; podría ser necesaria su importación.
- Bombas principales: es posible su construcción en el país.

13.3.2 Listado general de componentes

- Intercambiadores de calor: se construyen en el país. (Clase nuclear 2 y 3)
- Recipiente de presión: no existen limitaciones según ASME (clase 2 y 3)
- Tuberías de acero al carbono: con costura hasta 32" sin costura hasta 12"
- Tuberías de acero inoxidable: sin costura no se fabrican.

Con costura hasta 6".

- Válvulas para D_2O : Exceptuando las de diafragma, no se construyen.
- Válvulas para H_2O tipo mariposa en acero al carbono o fundición: se construyen en el país hasta 2,8 atm.
- Válvulas esclusas: Se construyen hasta 36".
- Válvulas globo: se construyen hasta 36".
- Válvulas de diafragma: se construyen
- Accesorios en acero inoxidable: se construyen hasta 12" con costura.
- Accesorios de acero al carbono: no tienen limitaciones.
- Compresores, bombas y ventiladores: existen varios proveedores calificados.
- Motores: en la línea standanrd no existen problemas de provisión.

13.3.3 Estructuras metálicas

Todas se construyen en el país.

13.3.4 Parte convencional

Con excepción de la turbina que deberá importarse es posible la fabricación en el país de la mayoría de los componentes mecánicos.

Esto es válido para la parte eléctrica.

13.4 INSTURMENTACION Y CONTROL

Siempre en las mismas condiciones que las enunciadas en 13.1, se está en condiciones de atacar los problemas de instrumentación, que básicamente son los siguientes:

a) control de la máquina de recambio de combustible, para lo

- cual debe contarse con un modelo;
- b) sistemas convencionales de instrumentación, que es necesario ensayar en loops, dentro o fuera del reactor;
 - c) instrumentación nuclear, que deberá ensayarse en un reactor.

PARTE V

"CONCLUSIONES FINALES"

Un reactor de ensayo de materiales satisfaría las necesidades de producción de radioisótopos, de materiales, de reprocesamiento. Este reactor tendría que tener como mínimo un flujo de 2×10^{14} n/cm² seg, expandería notablemente la capacidad de irradiación para la producción de radioisótopos puesto que podría irradiarse la mayor parte de las muestras en el reflector de agua pesada. La alternativa para producción de radioisótopos de elevar la potencia del RA-3 no resolvería, de acuerdo a las opiniones de los técnicos responsables, el problema, puesto que haría depender la producción de un solo reactor lo que no es aconsejable, dada la posible expansión del mercado dentro de una década y la incidencia que tendría en ese mercado la paralización de la producción de radioisótopos de vida media corta, por una falla o paralización inesperada del RA-3.

Por otro lado, según informan los técnicos en Daño por Radiación del Departamento de Materiales, la elevación de la potencia del RA-3 impediría el uso de este reactor en experiencias sobre dinámica del daño por radiación que precisamente se efectuarían en el reactor con su flujo actual (orden de 10^{13} n/cm² seg). Además de que se inutilizarían "loops" ya existentes que están trabajando precisamente en ese flujo.

La opinión del Departamento de Combustibles es contundente en el sentido que "un avance real en la tecnología de elementos combustibles sólo puede obtenerse mediante la construcción de un reactor de demostración que permita el ensayo de elementos combustibles en condiciones lo más cercanas posibles

a las reales de operación del reactor de potencia de escala comercial".

El Departamento de Reactores por un lado ha analizado la línea de reactores de segunda generación y por otro lado ha analizado el problema de costos, factibilidad y de incompatibilidad de los dos conceptos.

Del análisis efectuado acerca de las tendencias en el desarrollo internacional de reactores avanzados a agua pesada (Parte III, Capítulo 7) surge claramente que el concepto de HWBLW ha sido desarrollado vigorosamente por cuatro países importantes en el mundo; sin embargo en la situación comercial nuclear del año 1976 se advierten signos de que esta línea podría haber sido demorada por lo menos en tres países, Canadá, Inglaterra y Japón, lo que no excluye por supuesto que en la década del 90 esta línea pueda ser abierta en su faz comercial cuando la presión por reciclar Pu surja en forma más apremiante debido al agotamiento de los recursos uraníferos mundiales.

De todas formas los países que llevan el liderazgo mundial y que establecen las pautas en el negocio nuclear no renuncian al desarrollo propio de sus programas, sólo los paraliza el aspecto comercial de sus políticas, esperando condiciones más favorables desde ese punto de vista, o la solución de problemas del aspecto técnico del control.

Se observa igualmente, cuando se analiza este tipo de reactores (Parte III, Capítulo 8), que las dificultades asociadas con los reactores de uranio natural y moderados con agua pesada refrigerante a doble fase (coeficientes de va-

cíto positivo) desaparecen cuando los elementos combustibles son enriquecidos con Pu.

Este enriquecimiento con Pu por otro lado sería imperativo en la construcción de un prototipo, si la CNEA decide construirlo en una escala razonable de potencia térmica (100 a 150 MW^t) y al mismo tiempo desea conseguir un exceso de reactividad que permita un quemado en escala de los elementos combustibles del reactor; ello igualmente como ya se ha mencionado simplificaría notablemente el sistema de control del reactor. La provisión de elementos combustibles de Pu para este tipo de reactor debería estar razonablemente asegurada mediante el suministro de Pu, y por la asistencia de un grupo de desarrollo en la tecnología de elementos combustibles de Pu.

La construcción de un prototipo en esta línea por parte de la CNEA orientaría a diferentes departamentos de la Gerencia de Desarrollo en un programa de investigación y desarrollo de estrecha vinculación con la línea de reactores de potencia aprovechando la experiencia que se está adquiriendo en la construcción de centrales.

En cuanto al problema de la factibilidad de la construcción, de acuerdo con lo expuesto en el Capítulo 13, en el caso de un reactor de alto flujo de irradiación y ensayo de materiales, sería posible llevarla a cabo con un alto porcentaje de participación de la industria nacional.

La construcción de un prototipo implicaría además una fuerte ayuda a través de convenios con otros países; en este sentido el problema es similar aunque de menor dimen-

sión que la construcción de ATUCHA II, ya que el grado de riesgos que se podría aceptar en un prototipo podría ser mayor si se lo concibe como un banco de pruebas industrial de la tecnología nacional, pues los errores y fallas se contabilizan en forma positiva debido a la experiencia que se adquiere a través de ellos.

El análisis preliminar que se hizo de las dos opciones, reactor prototipo versus ensayo de materiales, Parte IV, Capítulo 12, permitió visualizar que un reactor prototipo permitiría sin ningún inconveniente llenar las necesidades de producción de radioisótopos, pero que no tendría la suficiente flexibilidad para introducir un número considerable de "loops" de ensayos, al propio tiempo que la opinión contundente del Departamento de Combustibles sobre la utilidad de un reactor de ensayos de materiales permitió ver que el principal usuario de estas loops, habría ya descartado esta solución y propugnaba vigorosamente por el concepto de reactor de demostración para el desarrollo de su tecnología de combustibles.

Por ser este un análisis de posibilidades y acotado en tiempo, no se ha profundizado en los detalles. Cualquiera fuese la decisión sobre la línea a adoptarse, corresponde luego encarar un estudio de factibilidad. Esto permitirá evaluar acertadamente las posibilidades técnicas, tiempos y costos.

De la información recogida acerca de lo ocurrido en otros países y de las opiniones formuladas por técnicos de CNEA, salta a la vista que primordialmente habrá que dotar a los grupos de trabajo, en nuestro caso al Departamento de Reactores, de posibilidades de formación de personal y desen-

volvimiento tales, que permitan imprimir un ritmo acorde con la magnitud de la obra que se piensa emprender. Todo esto para estar en condiciones de implementar debidamente el Plan Nuclear que se defina.