

08.85.03

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

CNEA-NT 28/85

REPUBLICA ARGENTINA

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

Dependiente de la Presidencia de la Nación

DIRECCION DE INVESTIGACION Y DESARROLLO

GERENCIA DE INVESTIGACIONES

Departamento Prospectiva y Estudios Especiales

ELEMENTOS PARA LA EVALUACION DEL POTENCIAL
DE LOS REACTORES RAPIDOS REPRODUCTORES EN ARGENTINA

Carlos José Gho

Buenos Aires

1985

RESUMEN

Las facetas principales de los Reactores Rápidos Reproductores son presentadas en forma general, incluyendo los fundamentos físicos, la historia del desarrollo de la línea, los aspectos tecnológicos relevantes y las bases para la comparación con otras alternativas energéticas. Esto es completado en los anexos con descripciones de reactores típicos y un modelo de penetración de los FBR en el parque nucleoelectrico argentino.

Se recomienda la formación de un panel multidisciplinario para estudiar la posición que se debe tomar respecto de esta línea de reactores.

Se expone la opinión del autor que propugna la iniciación gradual de una actividad de Investigación en esta área, para pasar al desarrollo de la misma luego de algún tiempo.

ABSTRACT

Fast Breeder Reactors' (FBR) main features are presented in a general form, including their physical principles, the history of their evolution, their relevant technological aspects and the basis for their comparison to other energy sources. This is completed with descriptions of typical reactors and a model of FBR penetration in the Argentine electrical network.

It is recommended to form a multidisciplinary board to study which position should be taken with respect to this type of reactors.

In the author's opinion a Research activity should be started and gradually increased for passing to Development activities after a short while.

RESUME

Les caractéristiques principales des Sursurgénérateurs Rapides sont présentées d'une façon générale, en incluant leurs principes physiques, l'histoire du développement de la filière, les aspects technologiques les plus importants et les bases pour leur comparaison avec d'autres énergies nouvelles. Ceci est complété dans les annexes avec les descriptions de quelques réacteurs typiques ainsi qu'un modèle de pénétration des sursurgénérateurs rapides dans le parc électronucléaire Argentin.

On conseille le rassemblement d'un jury multidisciplinaire qui puisse étudier et indiquer le chemin à suivre en relation avec cette filière.

On expose l'opinion de l'auteur qui préconise l'initiation d'une activité de Recherche dans l'immédiat et le Développement, quelque temps après, d'un programme concret.

INDICE

I.	<u>INTRODUCCION.</u>	7
II.	<u>FUNDAMENTOS</u>	
II.1.	La Sobreregeneración.	9
II.2.	Cómo aprovechar la regeneración	10
II.2.a.	Neutrones rápidos y neutrones lentos	
II.2.b.	Algunos parámetros físicos importantes	
II.2.c.	El balance neutrónico: Por qué rápidos	
II.3.	Características principales de los FBRs y comparación con los reactores térmicos	17
II.4.	Síntesis	19
III.	<u>EVOLUCION DE LOS REACTORES RAPIDOS</u>	
III.1.	Década del 40: Experiencias destinadas a aplicaciones militares	21
III.2.	Fines de los 40 y década del 50: Demostración de la Sobreregeneración	21
III.3.	Década del 60 en adelante: Reactores de Experimentación	22
III.4.	Década del 60 en adelante: Los Reactores Experimentales	22
III.5.	Década del 70 en adelante: Las centrales de demostración.	24
III.6.	Década del 80: Prototipos comerciales de gran potencia	24
III.7.	El Futuro: Los reactores comerciales standardizados	26
III.8.	El Reprocesamiento	26
III.9.	La Situación Actual	27
IV.	<u>TECNOLOGIA DE LOS FBR</u>	
IV.1.	El circuito primario	29
IV.1.a.	Los reactores "pool"	

IV.4. Las vainas	34
IV.5. El refrigerante	36
IV.5.a. Corrosión	
IV.5.b. Purificación del Na	
IV.5.c. Reacción Na-Agua	
IV.5.d. Frotamiento	
IV.5.e. Estanqueidad	
IV.6. La instrumentación en Sodio	41
IV.6.a. Medida de temperaturas	
IV.6.b. Medida de caudal	
IV.6.c. Medida de nivel	
IV.6.d. Detención de fuga de agua en el Na	
IV.6.e. Detención de ruptura de vainas	
IV.6.f. Detención acústica de ebullición del Na	
IV.6.g. Dispositivo de visualización en el Na	
IV.7. Los recipientes (cubas) del reactor	43
IV.7.a. Solicitaciones	
IV.7.b. Dimensionamiento	
IV.7.c. Elección de materiales	
IV.7.d. Fabricación	
IV.7.e. Soldadura de los elementos	
IV.8. Conclusión	45

V. BASES PARA LA COMPARACION DE LOS FBR CON OTRAS
ALTERNATIVAS ENERGETICAS

V.1. Costo de la energía producida.	47
V.2. Utilización de los recursos naturales	51
V.2.a. Aprovechamiento del Plutonio	
V.3. Efectos ambientales, seguridad y riesgos	54
V.3.a. Características de seguridad inherente	
a.1. Confinamiento del material radioactivo	
a.2. Las características térmicas del sodio	
a.3. Los coeficientes de reactividad negativos	
a.4. Desventajas intrínsecas de los FBRs	
V.3.b. Sistemas de protección	
b.1. Parada automática	
b.2. Instrumentación general	

	V.3.c. Riesgos	
	V.4. Tiempo de compensación de la energía	.59
VI.	<u>SINTESIS</u>	. 61
VII.	<u>OPCIONES DE LA ARGENTINA EN RELACION CON LOS FBRs</u>	
	VII.1. Consideraciones del Autor	.63
VIII.	<u>REFERENCIAS</u>	.69
IX.	<u>FIGURAS</u>	.71
ANEXO I.	<u>SUPERPHENIX 1</u>	
ANEXO II.	<u>MASURCA</u>	
ANEXO III.	<u>RAPSODIE</u>	
ANEXO IV	<u>PHENIX</u>	
ANEXO V.	<u>PENETRACION DE LOS REACTORES RAPIDOS REPRODUCTORES</u>	
	<u>EN UN PARQUE DE CENTRALES DE U-NATURAL D₂O</u>	
ANEXO VI.	<u>BASES PARA LA PROPOSICION DE UN PLAN DE DESARROLLO</u>	
	<u>NACIONAL EN EL AREA DE LOS REACTORES RAPIDOS</u>	
ANEXO VII.	<u>EXPERIENCIA DE LA INDIA EN EL CAMPO DE LOS FBR</u>	
	AGRADECIMIENTO	

PREFACIO

Cuando se trata el tema del mejor aprovechamiento de los recursos energéticos y la búsqueda de procesos alternativos de producción de energía, se menciona casi inevitablemente a los "Breeder", voz anglosajona que en el léxico científico identifica los así llamados "Reactores Reproductores".

Las características, a priori excelentes, de este tipo de reactores merecen ser evaluadas para ser tenidas en cuenta en un eventual estudio de diversificación del parque energético nacional.

Este trabajo, de ninguna manera exhaustivo, pretende servir de base a un tal estudio. En él se ha procurado resumir un panorama técnico general seleccionando los aspectos que puedan ser más importantes, sin profundizar demasiado en los detalles, remitiendo al lector interesado a las referencias bibliográficas que en él se incluyen.

I. INTRODUCCION

Imaginemos un cazador perdido en el medio de un bosque cubierto de nieve, a quien sólo le queda un poco de leña seca para calentarse.

Dos soluciones se le ofrecen: encender el fuego sin tomar precauciones particulares; o bien juntar previamente algunas ramas mojadas y disponerlas alrededor de la fogata para secarlas al fuego.

En el primer caso, morirá de frío cuando el fuego inicial se apague, mientras que en el segundo podrá recuperar una cantidad de madera seca tal vez superior a la cantidad inicial: poco a poco podrá así quemar la totalidad de las ramas mojadas del bosque.

Esta imagen simple es fuertemente representativa de lo que sucede con el empleo del Uranio en los reactores nucleares.

El Uranio natural contiene principalmente dos isótopos, el U238 con una proporción de 99,3 % y el U235 de 0,7 %: el bosque húmedo y la leña seca respectivamente.

En los reactores térmicos actuales (a Uranio natural o enriquecido) sólo se utiliza una parte del 0,7 % correspondiente al U235. La línea de reactores rápidos reproductores ("breeders" o "surgénérateurs") permitiría el aprovechamiento total del U238, multiplicando teóricamente el rendimiento por 140 (en la práctica por aproximadamente 50). Nos referiremos en adelante a ellos como FBRs, acrónimo de su designación habitual en la lengua inglesa: Fast Breeder Reactor.

El resultado es sumamente interesante y merece un estudio detallado a fin de sacar a la luz dificultades imprevistas y/o poner en evidencia nuevas ventajas ventajosas del aprovechamiento técnico-económico de este proceso físico.

Para ello en el capítulo II daremos con más detalles los fundamentos físicos del funcionamiento de los reactores reproductores finalizando por un resumen de sus características generales y una comparación con los reactores térmicos.

En el capítulo III elaboraremos un resumen histórico de los FBR y sus perspectivas actuales.

En el capítulo IV complementado por los anexos I, II, III y IV, presentaremos la descripción de un FBR típico y los problemas tecnológicos asociados.

El capítulo V estará consagrado a establecer bases para la comparación de los FBRs con otras alternativas energéticas. Asociado a él está el anexo V donde se expone un modelo de penetración de los reactores rápidos en un parque nucleoelectrico de características similares al nacional.

En el capítulo VI resumiremos los aspectos salientes de los capítulos

precedentes y elaboraremos las conclusiones correspondientes.

En el capítulo VII presentaremos nuestra propuesta de bases para la discusión de un programa de FBR en Argentina.

II. FUNDAMENTOS FISICOS DE LOS REACTORES REPRODUCTORES

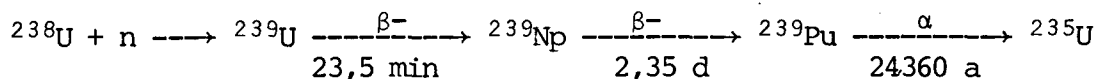
II.1. La Sobreregeneración

La sobreregeneración es el proceso mediante el cual un reactor crea más combustible del que consume posibilitando su automantenimiento y eventualmente la carga de otro reactor idéntico al término de un cierto período llamado "tiempo de duplicación".

Para comprender el origen de este proceso veamos las características fundamentales, partiendo de la base que en todo reactor existe una proporción no despreciable de U238 que degrada la economía neutrónica a través de la captura radioactiva.

En efecto, el 99,3 % del Uranio natural corresponde al isótopo U238 y el 0,7 % restante al U235 (no teniendo en cuenta las proporciones casi despreciables de otros isótopos).

Quando el U238 captura un neutrón el nucleído inestable U239 así formado decae de la manera siguiente (ver también fig. 1)



El Pu239 es un nucleído "físil" como el U235, es decir los neutrones de cualquier energía pueden hacerlo fisiónar. Dada su larga vida media (24.360 años) puede ser considerado estable para los tiempos que nos ocupan (vida del reactor $\approx$ 30 años).

El U238 es un nucleído "fisionable"; sólo los neutrones de energías superiores a un umbral del orden del MeV pueden ocasionarle una fisión.

Se le da también el apelativo de "fértil", a raíz del hecho de poder transformarse en físil por absorción de un neutrón como acabamos de señalar.

Dado que en los reactores, junto a las fisiones de U235 se producen absorciones de neutrones por el U238, el combustible evoluciona con el tiempo y el Pu239 pasa a tener mayor y mayor importancia a medida que el U235 se destruye por fisión y que nuevos núcleos de Pu son creados.

Evidentemente si el número de átomos de Pu creados supera los de U235 destruidos el reactor estará creando su propio combustible, e inclusive podrá generar un excedente del mismo para alimentar otros reactores. Este es el principio de regeneración, "breeding" o "surgénération" en la bibliografía corriente.

Un caso idéntico se produce si en lugar del ciclo U238-Pu239 se considera el tandem Th232 - U233. No nos vamos a ocupar de este aspecto que ya ha sido ampliamente estudiado por el Dr. R. Corcuera /Co1/.

Mientras el ciclo del Th es de interés para sistemas térmicos, el ciclo de regeneración U238 - Pu239 ve su interés en los reactores rápidos como veremos.

II.2. Cómo aprovechar la regeneración

Sabiendo que el U238 produce Pu239 por absorción de un neutrón el problema que se presenta es el de aprovechar este efecto en los reactores nucleares.

Esto significa que un estudio de la economía de los neutrones de fisión debe ser hecho, para lo cual necesitamos definir previamente algunos conceptos.

II.2.a. Neutrones rápidos y neutrones lentos

Los neutrones generados por la fisión del combustible tienen una distribución de energías (o espectro) como el de la fig.2a, centrada en aproximadamente 2 MeV.

Esta curva es independiente de las características del neutrón que indujo la fisión y es denominada espectro de fisión. La velocidad de un neutrón de 2 MeV es $2 \cdot 10^7$ m/sec.

Una población de neutrones que es dejada evolucionar en un medio no absorbente, se pone en equilibrio^(*) con el mismo, de lo que resulta una distribución maxwelliana de sus energías, caracterizadas por el kT (0.0253 eV si $T = 293,6^\circ K$) (fig. 2b). A un neutrón y espectro de estas características se lo denomina neutrón (y espectro) térmico. La velocidad de un neutrón de 0.0253 eV es 2200 m/sec, por lo que se lo llama también neutrón lento, en oposición a los neutrones de alta energía, que se llamarán rápidos.

En un reactor, coexisten neutrones de fisión y neutrones que, origina- dos por la fisión, han sufrido ya algunos choques. De esta manera el espectro o distribución en energías será intermedio al de las figuras 2a y 2b.

En la figura 2c observamos un espectro típico de un reactor térmico. En él el grupo de neutrones de baja energía es muy importante y las fisiones ocurren principalmente por debajo del eV. (Notemos que la escala de las ordenadas no es lineal).

En la figura 2d observamos un espectro típico de un reactor rápido. La energía de los neutrones que inducen las fisiones supera los KeV.

La vía mas natural de operar un reactor parecería ser la utilización

(*) termodinámico

directa de los neutrones de fisión en la inducción de nuevas fisiones, es decir la reacción en cadena automantenida con neutrones de fisión.

La débil proporción de U235 en el U natural es la razón por la cual se recurre tradicionalmente a la termalización de los neutrones antes de producir la fisión. En efecto, la relación entre las secciones eficaces microscópicas de fisión del U235 y del absorbente U238 es inferior a 10 para neutrones rápidos y superior a 200 para neutrones lentos.

Las soluciones posibles para automantener una reacción en cadena son entonces: a) enriquecer el uranio hasta por lo menos 15% en U235 (o su equivalente en Pu239), con lo que se podrán utilizar sólo neutrones rápidos o; b) llevar los neutrones a las energías térmicas con lo que se evitará el enriquecimiento elevado.

Cada una de estas opciones tiene ventajas y desventajas. Es sabido que los elevados costos y dificultades tecnológicas del alto enriquecimiento han volcado la balanza en favor de la segunda, pero en los últimos años se ha asistido a un resurgimiento de la primera.

En los párrafos que siguen se hablará de valores típicos de determinadas magnitudes físicas. En general estas dependen de la energía de los neutrones y cuando se quiere caracterizar el comportamiento de una población se recurre a los promedios pesados. Así para una magnitud A cualquiera que depende de la energía E.

$$\text{Valor típico (A)} = \frac{\int_0^{E_{\max}} \text{ESPECTRO}(E) A(E) dE}{\int_0^{E_{\max}} \text{ESPECTRO}(E) dE}$$

Cuando se mencione valor "térmico" se entenderá que el espectro usado es el de Maxwell (fig. 2b), cuando se diga valor "rápido" el espectro será del tipo del de la fig. 2d.

II.2.b. Algunos parámetros físicos importantes

Vamos a definir aquí los parámetros siguientes:

$\bar{\nu}$: número medio de neutrones emitidos por fisión.

$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f}$ el cociente entre las secciones de captura y fisión para un nucleído físil.

$\eta = \frac{\bar{\nu} \sigma_f}{\sigma_f + \sigma_c} = \frac{\bar{\nu}}{1 + \alpha}$ el número medio de neutrones producidos por neutrón absorbido en el físil.

La manutención de una reacción en cadena estacionaria depende de que el valor de $\bar{\nu}$ sea superior a 1; dicho valor de $\bar{\nu}$ aumenta con la energía, $\frac{d\bar{\nu}}{dE} \approx 0.13 \text{ MeV}^{-1}$ para los isótopos físis.

Las capturas estériles (el neutrón se pierde sin fisión ni generación de un isótopo físil) son máximas para los neutrones intermediarios o epitérmicos, en la zona de resonancias, de 1 eV a 1 keV.

El automantenimiento de material físil dependerá de que el valor de η sea superior a 2 como veremos.

Teniendo en cuenta que una proporción F de neutrones se fuga y una parte A es absorbida en el material estructural se tendrá la siguiente ecuación aproximada (*)

$$C \approx \eta - 1 - F - A$$

donde C es el número de núcleos físis creados por núcleo físil destruido.

Esta magnitud es de importancia fundamental en el campo de los reactores reproductores: Si $C > 1$ el reactor produce más combustible del que consume.

En la práctica A y F no pueden ser inferiores a 0.2 lo que impone como condición para la sobrerregeneración $\eta \geq 2.2$.

Es de interés entonces observar el comportamiento de ν , α , η .

En la tabla 1 se han representado para el Pu239 estos valores en función de la energía de los neutrones $/\text{Ba}/$, $/\text{Bu}/$

Tabla 1 ^{239}Pu

	ν	α	η
10 MeV	4.24	~ 0.00	4.24
1 MeV	3.0	0.03	2.92
100 KeV	2.88	0.16	2.48
10 KeV	2.87	0.62	1.77
1 KeV	2.87	1.15	1.33
100 eV	2.87	0.88	1.53
10 eV	2.87	0.53	1.87
Maxwell			
(0.025 eV)	2.87	0.36	2.10

(*) Baste aquí para presentación esta fórmula aunque la realidad sea más compleja.

Vemos que para los sistemas rápidos $\eta - 1$ es bastante superior a 1 mientras que está muy cerca de la unidad en el caso térmico (ver también fig.3).

Si se quiere producir al menos 1 núcleo fisible por fisión, es evidente que se deberán buscar las altas energías.

En la tabla 2 se dan algunos parámetros de interés para los isótopos fisiles usuales, i.e. U235, Pu239 y U233. Los valores "térmicos" han sido obtenidos con un espectro maxwelliano típico a 0.025 eV. Los valores rápidos corresponden a un espectro de peso del tipo del existente en el núcleo interno del reactor Superphenix 1.

Tabla 2

	U235		Pu239		U233	
Espectro de peso:	Térmico	Rápido	T.	R.	T.	R.
σ_f barns.	582	1.81	743	1.76	531	2.79
α	0.17	0.29	0.36	0.26	0.09	0.12
ν	2.42	2.43	2.87	2.94	2.49	2.53
$\eta-1$	1.07	0.88	1.11	1.33	1.29	1.27

Los valores $\eta-1$ indican que la sobrerregeneración es muy difícil (prácticamente imposible) a partir de sistemas que contengan sólo U235.

Se ve también que la utilización del U233 en reactores rápidos o térmicos es casi indistinta.

Para el Plutonio las ventajas del reactor rápido en cuanto a una mejor economía de neutrones y posible ganancia de regeneración son contrabalanceados por la pequeña sección eficaz de fisión, requiriéndose fuerte enriquecimiento.

II.2.c. El balance neutrónico: Por qué rápidos

Con el fin de tener un buen excedente de neutrones ($\eta-1$) se elije operar el reactor a altas energías y con un combustible rico en Plutonio.

Esta mezcla Pu-U se realiza en general a ~15 % de Pu en Volumen para los reactores comerciales de potencia (~30 % y más para los reactores de investigación y desarrollo).

Se habla en general de "enriquecimiento al 15 %" aunque el Uranio de base de la mezcla sea natural o aún empobrecido de U235. El término enriquecimiento califica aquí el tenor en átomos fisiles.

En todo reactor se verifica la ecuación del balance neutrónico.

$$\text{PRODUCCION} = (\text{FUGAS} + \text{CONTROL}) + (\text{CAPTURAS} + \text{FISION})$$

En la tabla 3a se dan los detalles de esta ecuación para el reactor rápido comercial de 1200 MW_e Superphenix 1 (SPx1). Estos datos están referidos al núcleo del reactor con un enriquecimiento medio de 15 %.

En la tabla 3b se dan las mismas características para un reactor de la línea presurizados a agua (PWR) 1000 MWe con un enriquecimiento de 3.3 % en U235.

Evidentemente las cifras allí expuestas deben ser tomadas a título de ejemplo para clarificar la exposición, ya que cambiarán según el diseño particular de cada reactor y el grado de quemado del combustible.

Vemos de la tabla 3a que para un reactor rápido reproductor (FBR) por cada 100 neutrones producidos

$28.7 + 8.5 = 37.3$ núcleos físiles han sido destruidos en el núcleo del reactor.

Al mismo tiempo 30.2 nuevos núcleos físiles han sido creados por captura en fértil.

Se constata que el núcleo del reactor no es autosuficiente en cuanto a la regeneración, que necesita de al menos 7 núcleos más.

En este momento una parte de los 22 neutrones que se fugan se vuelve importante. En efecto, una característica típica de los FBR es la disposición de pantallas de material fértil (generalmente U empobrecido) en forma de reflectores radiales y axiales. La captura neutrónica producirá los núcleos físiles necesarios a la regeneración.

Por otra parte, para el reactor térmico, se observa en la tabla 3b que por 100 neutrones producidos

$38.3 + 8.6 = 46.9$ núcleos físiles han sido destruidos. En este caso sólo 21.7 nuevos núcleos físiles los reemplazan parcialmente. Se ve que aún si se dispusiera de pantallas fértiles la regeneración sería imposible. (fugas + control totalizan 24.2)

El esquema de reactor rápido en oposición al térmico se ve así justificado.

En un reactor rápido todo material liviano (en particular el agua) es indeseable, ya que su presencia favorecería la rápida moderación del espectro neutrónico, que se quiere mantener rápido. La extracción del calor debe hacerse por líquidos pesados; la solución más frecuentemente adoptada es el Na líquido.

Reactor SPx1 Tabla 3a

PRODUCCION (100)		En Material Físil: 83.7	Pu239	77.5
			Pu241	4.2
			U235	2.0
			U238	12.0
		En Material Fértil: 16.3	Pu240	4.2
			Pu242	~0.1
		TOTAL	100	
FUGAS (+ control) (22)		TOTAL	22	
CAPTURAS (43.7)		En Material Físil: 8.5	Pu239	8.0
			Pu241	0.3
			U235	0.2
			U238	28.1
		En Material Fértil: 30.2	Pu240	2.0
			Pu242	0.1
		En Otros Materiales: 5.0	- Fe	1.9
			- Cr	0.6
			- Ni	0.9
			- Mo	1.0
			- Mn	0.6
				TOTAL
FISIONES (34.3)		En Material Físil: 28.7	Pu239	26.5
			Pu241	1.4
			U235	0.8
			U238	4.2
		En Material Fértil: 5.6	Pu240	1.4
		TOTAL	34.3	

ABSORCIONES = CAPTURAS + FISIONES = 78

Reactor PWR Tabla 3b

PRODUCCION	En Físil	93	(U235)
(100)	En Fértil	7	(U238)
FUGAS + CONTROL		24.2	
(24.2)			
CAPTURAS	En Físil	(U235)	8.6
	En Fértil	(U238)	21.7
	Parásitas	O ₂	0.1
		Zr	1.1
		H ₂ O	3.5
TOTAL		35	
FISIONES	En Físil		38.3
	En Fértil		2.5
TOTAL		40.8	
ABSORCIONES	TOTAL (CAPTURAS + FISIONES) =		75.8

II.3. Características principales de los FBRs y comparación con los reactores térmicos

En el cap. IV daremos una descripción de un FBR e indicaremos algunos problemas tecnológicos que su concepción implica. La descripción de Superphenix 1, Masurca, Rapsodie y Phenix en los anexos I, II, III y IV respectivamente podrá completar el cuadro.

Sólo nos detendremos aquí a esbozar las principales características de los FBRs típicos.

- a) Fuerte concentración volumétrica del combustible
- b) Elevado enriquecimiento en isótopos físiles
- c) Muy alto flujo neutrónico - $10^{15} - 10^{16}$ n/cm²/s
- d) Utilización de Na líquido como refrigerante
- e) Muy grande densidad de potencia 0.3 a 1 Mw/litro de núcleo
- f) Utilización de acero inoxidable como material de estructura
- g) Pantallas fértiles necesarias para completar la regeneración
- h) Circuito intermediario de refrigeración (no hay fluido contaminado a nivel de los generadores de vapor)

Las tablas 3a y 3b pueden servirnos para establecer otras características generales de los reactores rápidos.

Evidentemente los materiales de bajo número atómico son indeseables en un reactor de este tipo, para evitar la moderación y termalización del espectro neutrónico.

Esto impone la utilización de metales líquidos como refrigerante. En la actualidad el uso del Na líquido es el más difundido. (Debe mencionarse los proyectos de refrigeración gaseosa, He en general, que han caído en desuso).

La ausencia de moderador limita las absorciones parásitas, verificándose además que los materiales estructurales tienen muy bajas secciones eficaces de captura a altas energías.

En un FBR los núcleos fértiles también fisioan en proporción relativamente importante. En efecto 16 % de las fisiones se realizan en materiales como el U238 o el Pu240 mejorando la economía neutrónica. (Sólo un 7 % para los reactores térmicos).

Es sabido que algo debe hacerse con el Plutonio producido en las centrales térmicas; el reciclado es en general la solución adoptada.

Ahora bien el reciclado sucesivo del Pu degrada su calidad. El Pu240 y el Pu242 se acumulan progresivamente y constituyen un veneno neutrónico. Des

pués de algunos reciclados en reactores térmicos la composición isotópica del Pu impediría su reutilización y este material debería ser almacenado. El almacenamiento debería ser previsto por largos períodos y con muy altas condiciones de seguridad, debido a que las características del Plutonio son su radioactividad y su toxicidad bioquímica.

(Señalemos que si bien no es económico introducirlo en los reactores puede aún presentar la posibilidad de formar configuraciones críticas, lo que aumentará los costos de almacenamiento, ya que deberán extremarse las medidas tendientes a evitar la aparición accidental de alguna de esas configuraciones críticas.)

En un FBR es posible la fisión de los isótopos fértiles (del Pu, del U y de los transactínidos que por alguna razón se hallen en el combustible). La fisión de los desechos (el quemado) es otra faceta de estos reactores: lo que costaba caro manejar nos produce un rédito suplementario al darnos energía.

Los reactores térmicos consumen U235 y una pequeña parte del U238 sujeta a la fisión rápida o convertida en Pu con un factor de conversión inferior a 1.

El U238 subproducto de las centrales de enriquecimiento no tendría valor comercial alguno si no fuera introducido en los FBR como fértil. En este último caso, considerando un máximo de pérdidas en reciclados sucesivos por tratamiento químico, se podrían extraer hasta 50 veces más de energía por tonelada de Uranio natural.

El costo de la energía producida depende muy débilmente del costo de la materia prima: esto permite la explotación de minerales a leyes más bajas que las extraídas actualmente. /Cr 1/

El único material esencial en el núcleo de un FBR es el combustible, mientras que en un reactor térmico el moderador es también esencial.

Por problemas de transferencia de calor un 50 % del volumen del núcleo debe ser ocupado por el refrigerante y un 20 % por el material estructural. Un límite de aprox. 500 Mw/m³ en la densidad de potencia y una altura máxima del combustible en el orden del metro hacen que el núcleo sea típicamente un disco chato (panqueque). Esto aumenta las fugas axiales reduciendo la reproducción interna y aumentando la de las pantallas.

El combustible de los reactores rápidos tiene un tenor de aproximadamente 20 % en isótopos físisles, mientras que es sólo entre 0.7 % y 3 % en los reactores térmicos (referidos todos a reactores de potencia).

La ausencia de moderador y el elevado enriquecimiento resultan en dimensiones mucho menores que en los otros tipos de reactores. Para significar esta

diferencia digamos que si las unidades de medida dimensional fueran 1m para los FBR, 3m para los LWR y 10m para los HWR las dimensiones de reactores de potencias equivalentes serían también del mismo orden.

En los FBR los productos de fisión (como el ^{135}Xe y el ^{149}Sm) y las impurezas (como el boro) tienen poca importancia, ya que sus altas secciones eficaces ocurren a bajas energías, donde no hay prácticamente neutrones. La pérdida de reactividad por el quemado es mucho más lenta. La elección de los materiales es más simple ya que la mayor parte tiene un comportamiento similar ante los neutrones rápidos.

El camino libre medio de los neutrones rápidos es muy superior al de los neutrones térmicos. El núcleo de un reactor rápido es mucho más acoplado que el de un térmico, con lo que habrá mucho menos inestabilidad zonal de flujo y oscilaciones. La depresión local del flujo neutrónico a nivel de los elementos combustibles es poco pronunciada y los efectos de heterogeneidad menores que en los térmicos.

Los coeficientes de temperatura de los FBRs y de los térmicos son del mismo orden aunque tengan distintos orígenes. La dinámica de ambos tipos es similar, salvo en transitorios muy rápidos donde la vida media de los neutrones "prompt" es importante (10^{-7}sec en un FBR, 10^{-3}sec en un LWR).

El cálculo neutrónico de los FBRs es sin embargo mucho más complicado que el de los reactores térmicos ya que muchas simplificaciones pierden validez. El cálculo multigrupo es imprescindible y no hay equivalente a la fórmula de los cuatro factores tradicional.

Indiquemos finalmente algunos términos usuales en la terminología de los reactores rápidos.

- Factor de conversión = $\frac{\text{n}^\circ \text{de átomos físisles creados (en núcleo+pantallas)}}{\text{n}^\circ \text{de átomos físisles consumidos (en núcleo+pantallas) total}}$ (o de regeneración)
- Ganancia de conversión: Factor de conversión -1
(Ganancia de regenerac.)
- Factor de conversión interno: Factor de conversión del núcleo solamente.

II.4. Síntesis

Operando un reactor con un combustible de Uranio enriquecido con Plutonio con un espectro rápido se puede llegar a producir más material físil del que se consume.

Para asegurar un espectro rápido debe evitarse la presencia de elementos livianos, con lo que se recurre (y ésta es otra característica importante) a los metales líquidos como refrigerantes.

Con esto podemos dar los tres aspectos fundamentales de interés de los reproductores rápidos.

- 1- Utilización óptima del Plutonio subproducto de centrales térmicas (interés a corto plazo).
- 2- Utilización óptima del Uranio natural gracias a la sobrerregeneración (interés a mediano y largo plazo) ya que se aprovecha el mineral 50 a 80 veces más que con un reactor térmico.
- 3- Rendimiento termodinámico alto ($\sim 40\%$) gracias al refrigerante (Na líquido), con consecuencias favorables al medio ambiente entre otras.

III. EVOLUCION DE LOS REACTORES RAPIDOS

Para cada país que desarrolla un programa de reactores rápidos (o vislumbra lanzar uno) es indispensable analizar lo mejor posible la experiencia que se dispone a la hora actual en todos los países embarcados en el mismo afán, ba se de elaboración de escenarios futuros.

Los análisis económicos de las reservas de Uranio tienden a establecer la necesidad de introducción de esta línea en los países industrializados, de manera apremiante en algunos casos /Me/ /To/.

Sin embargo antes del paso a la escala industrial en todos ellos se han realizado etapas preparatorias a las que se podría clasificar bajo dos aspectos que se superponen: histórico y caracterológico. Esta superposición es evidente en las primeras décadas cuando muy pocos países mostraban su interés (o estaban capacitados para hacerlo) en este tipo de reactores. A medida que nuevos intereses aparecen las etapas características vuelven a repetirse como veremos.

III.1. Década del 40 - Experiencias destinadas a aplicaciones militares

Estas experiencias realizadas en los EE.UU. mostraron que la reacción en cadena automantenida por neutrones rápidos era factible. Sus objetivos no eran la producción de energía en forma continua ni cuantitativa.

Las masas críticas eran de una decena de kilogramos de combustible muy enriquecido.

Típico ejemplo de este período son las facilidades críticas JEZABEL y GODIVA - (U.S.A.)

III.2. Fines de los 40 y década del 50. Demostración de la Sobreregeneración

En estos años las aplicaciones son civiles y destinadas a demostrar el principio de la sobreregeneración y a la búsqueda de conceptos de diseño de futuros proyectos.

Son ejemplos de ese período

CLEMENTINE: (Los Álamos, USA) alimentado por Pu metálico y refrigerado con Mercurio. Primera criticidad en 1946 y plena potencia (25 kwth) en 1949. La opción Pu metal - Hg no fué continuada.

EBR1: En Chicago (USA) con un núcleo de 6 litros, combustible U enriquecido refrigerado por Na-K. Es el primer reactor

del mundo que produjo electricidad de origen nuclear en 1951 (0.2 Mw_e).

BR1-BR2: (100 KwTh) en URSS hacia 1955 tienen objetivos similares.

LAMPRE: (EE.UU.) Plena potencia en 1961 (1Mwth). El combustible era una aleación de Fe - Pu fundida en cápsulas de tantalio refrigerado por Na líquido. El concepto fue abandonado por problemas de seguridad.

III.3. Década del 60 en adelante. Reactores de Experimentación

Son facilidades críticas de muy baja (o nula) potencia destinadas a estudios y experimentación para dominar la física de los núcleos y del combustible y refrigerante. Si bien las primeras surgieron en la década del 60, algunas de ellas han hecho su aparición posteriormente a medida que nuevos países ingresaban en el concierto de las naciones con programas FBR.

Muchas de estas facilidades son actualmente utilizadas para la experimentación y estudio de parámetros de seguridad y sobre todo para la calibración de métodos de cálculo y datos nucleares para los reactores de potencia.

Son ejemplos ZEPHYR (Pu) y ZEUS (U enriquecido) en el Reino Unido, SNEAK en Alemania Federal, STEK en los Países Bajos, RB2 y TAPIRO en Italia, FCA en Japón y sobre todo HARMONIE y MASURCA en Cadarache, Francia. En el anexo II se presenta una somera descripción de MASURCA, como ejemplo típico de este tipo de reactores.

Una mención particular debe hacerse de la facilidad crítica PURNIMA I de la India, más reciente que las otras citadas, que constituye el primer intento de un país del tercer mundo en el campo de los FBR. Por sus características podría haber sido catalogada también entre las del párrafo III.1 (Ver Anexo VII).

III.4. Década del 60 en adelante. Los Reactores Experimentales

En este caso el experimento es el reactor mismo.

El objetivo es el desarrollo tecnológico de los elementos combustibles, vainas, estructura, dispositivos de control y componentes asociados a la tecnología del Sodio, etc.

Los reactores experimentales establecieron el concepto de refrigeración por sodio líquido. La escasez de plutonio en los primeros años orientó los diseños hacia núcleos pequeños y fuertemente enriquecidos. Muchos de estos reactores no tenían (o tienen) producción de energía eléctrica.

Podemos así mencionar EBR-2 en los EE.UU. que obtuvo su primera cri-

ticidad a potencia reducida en 1964 (37.5 Mwth) y plena potencia en 1969 con 62 Mw(th) y 20 Mw(e). Su concepto de circuito primario integrado ha sido posteriormente adoptado por Francia para sus reactores de potencia.

Otros ejemplos son: DFR (60 Mwth) en el Reino Unido; BR5 (5 Mwth, 1958) y BOR-60 (60 Mwth, 1969) en URSS, KNK II (20 Mwe, 1972) en Alemania Federal, JOYO (100 Mwth, 1978) Japón. (*)

En Francia RAPSODIE operó desde 1967 a 1970 a 20 Mwth y desde 1970 a 1983 a 40 Mwth en la versión RAPSODIE-FORTISSIMO. Una descripción sucinta de este reactor puede verse en el Anexo III.

Los reactores experimentales han servido y sirven como banco de ensayo de combustibles, estudio de comportamiento del reactor en caliente, desarrollos tecnológicos de los circuitos de refrigeración, control de rupturas de vainas, funcionamiento de larga duración de los componentes pesados y dominio de la refrigeración por metales líquidos, comportamiento de combustibles y vainas en condiciones de alto quemado y fluencias (por ej. 170000 Mwd/ton^(**) y 120 d. p.a.) etc. (***)

En general se aprovechan las últimas campañas para ensayos de seguridad y accidentes. Es difícil simular un accidente por dos razones principales: si la simulación es a escala reducida puede ser poco significativa y si es a gran escala puede salir muy caro ya que las instalaciones pueden quedar inutilizadas. Cuando un reactor va a ser decomisionado se puede "crear" casi sin temor un accidente y estudiar su comportamiento en condiciones reales sin costo alguno. DFR Y RAPSODIE corrieron esta suerte.

Se debe finalmente señalar el proyecto FBTR de la India, basado en RAPSODIE, que debería tener su primera criticidad en 1985 (Anexo VII) y el PEC en Italia (100 Mwth) que después de muchos atrasos ha sido reactivado ultimamente sobre todo después del cierre de RAPSODIE (recuérdese que Italia y Francia tienen intereses comunes en Superphenix 1).

(*) Los años entre paréntesis indican la fecha de la primera criticidad.

(**) El grado de quemado del combustible se expresa generalmente en la cantidad de energía que se ha extraído por cada tonelada de material fisible.

El quemado de extracción del combustible de Atucha I es aprox. 6500 Mwd/t

La cantidad de núcleos fisibles destruidos se halla inmediatamente sabiendo que cada fisión produce una energía de 200 Mev.

(***) Es común reemplazar la dosis integrada de neutrones por el efecto producido en la estructura metálica de las vainas. 1 d.p.a. indica que cada átomo en promedio ha sido desplazado una vez de su posición.

III.5. Década del 70 en adelante. Las centrales de demostración

Se apoyan sobre los resultados tecnológicos obtenidos en los reactores experimentales pero sus potencias se encuentran entre 500 y 1000 Mwth

Es aquí que comienza verdaderamente la fase industrial del desarrollo de las centrales a neutrones rápidos.

Los objetivos son múltiples y ambiciosos.

- Mostrar que se pueden hacer centrales de este tipo equivalentes a centrales eléctricas convencionales.
- Verificar las características previstas sobre instalaciones de gran tamaño, por ej.: rendimiento termodinámico, tasas de quemado, ganancia de regeneración, etc.
- Mostrar que este tipo de centrales es confiable y que puede asegurar la producción continua de energía eléctrica por largos períodos, con buena disponibilidad y buen factor de carga.
- Establecer las condiciones de intervención sobre los grandes componentes en caso de incidente y mostrar la factibilidad del mantenimiento.
- Disponer de grandes núcleos y alta potencia para ensayar los elementos combustibles de las futuras centrales comerciales.
- Permitir una primera evaluación de los datos económicos necesarios para el desarrollo de la línea.

De este tipo de reactores señalaremos al EFFBR (Enrico Fermi) en EE. UU. En 1966 un accidente produjo la fusión parcial del núcleo y fue parada definitivamente en 1972.

La reparación de los daños y otros accidentes con reacción Na - H₂O en los generadores de vapor han dejado enormes enseñanzas.

En URSS el BN-350 (1971, 1000 Mwth) produce 150 Mwe y 1200 ton de vapor/hora para desalinización de agua de mar, con un excelente factor de carga.

En el Reino Unido el PFR (1974, 270 Mwe) y en Francia el Phenix (1973, 250 Mwe) completan el cuadro de reactores de este tipo en funcionamiento.

En la tabla 4 se incluyen otros en construcción o proyecto.

En el anexo IV se dan las características principales de Phenix.

III.6. Década del 80. Prototipos comerciales de gran potencia

Lanzados a fines de la década del 70 estos proyectos buscan la construcción de centrales de tamaño real. Los futuros FBR comerciales deberían ser sólo variaciones de estas centrales.

La primera en entrar en operación fue BOR-600, en URSS, con 600 Mwe.

Tabla 4 Los FBR en el mundo

En Funcionamiento

REACTOR	LUGAR	PAIS	POTENCIA MW
B.R.5	Obninsk	URSS	10 th
P.F.R.	Dounreay	GB	15 e
E.B.R.2	Idaho	USA	20 e
Rapsodie	Cadarache	FRANCIA	40 th
B.O.R.60	Melekess	URSS	12 e
K.N.K. II	Karlsruhe	RFA	20 e
Phénix	Marcoule	FRANCIA	250 e
B.N.350	Shevchenko	URSS	150 e + desaliniza- ción agua de mar.
P.F.R.	Dounreay	GB	250 e
Joyo	Oarai	JAPON	100 th
F.F.T.F.	Hanford	USA	400 th
B.N.600	Beloyarsk	URSS	600 e

En Construcción o Proyecto

REACTOR	LUGAR	PAIS	POTENCIA MW
P.E.C.	Brasimone	ITALIA	116 th
F.B.T.R.	Kalpakkam	INDIA	15 e
S.N.R. 300	Kalkar	RFA	300 e
Super Phénix	Creys-Malville	FRANCIA	1200 e
C.R.B.R.	Tennessee	USA	300 e
C.F.R.		GB	1300 e
Monju		JAPON	300 e
S.N.R.2		RFA	1300 e
R.N.R.1500		FRANCIA	1500 e
B.N.1600		URSS	1600 e
th = térmicos e = eléctricos			

Crítica por primera vez en 1979 funciona a plena potencia desde 1980.

Superphenix 1, de 1200 Mwe tendrá su primera criticidad en 1985. De sus buenas performances dependerá en gran parte el futuro de esta línea. (Ver Anexo I).

Los proyectos alemán SNR-2 e inglés CFR están menos avanzados de lo originalmente previsto. Se desconoce el grado de avance del proyecto ruso BN 1600.

III.7. El Futuro: los reactores comerciales standardizados

En la tabla 4 se han incluido los FBR de potencia que se encuentran en operación o proyecto, y que incluyen reactores experimentales, de demostración y prototipos comerciales.

En Francia se espera construir dos centrales comerciales como Superphenix II (1500 Mwe) antes de llegar a una verdadera "serialización" (como ocurre con los PWR y los BWR).

Esta etapa no llegará seguramente antes del próximo siglo. La recesión de los últimos años y la suspensión de Clinch River en EE.UU. han frenado mucho el ímpetu inicial de estos proyectos.

III.8. El Reprocesamiento

Hay que tener en cuenta que /Bi/ "la viabilidad del concepto IMFBR en relación a una significativa contribución al mercado nucleoelectrico y, como consecuencia, al de elementos combustibles depende en gran parte del desarrollo de la industria del Reprocesamiento, actualmente con ingentes dificultades como resultado de la política de los EE.UU. en este campo", que propicia posponer la faz comercial del mismo argumentando los riesgos de proliferación nuclear que ello implica.

En Francia y el Reino Unido algunas plantas de retratamiento de combustibles han sido modificadas para reprocesar los combustibles de los reactores de demostración (y de Superphenix en La Hague). Sin embargo algunos problemas se presentan sobre todo en la faz económica del retratamiento del material de las pantallas fértiles.

Haciendo un paralelo con el desarrollo de los reactores se puede decir que, después de una fase experimental se entra en el período de las plantas de demostración, de importancia fundamental por sus enseñanzas técnicas y la obtención de los primeros datos económicos indispensables para la concepción de plantas de reprocesamiento específicamente concebidas para los combustibles y el volumen de las grandes centrales comerciales.

III.9. La Situación Actual

En base a los resultados obtenidos en los proyectos descriptos previamente se puede decir que:

- a) Ha sido demostrado que se puede concebir, construir y explotar una central FBR de talla industrial en buenas condiciones de disponibilidad, alto factor de carga y muy elevado rendimiento termodinámico.
- b) El sodio se revela como un fluido de utilización relativamente fácil, sobre todo con la ventaja de los circuitos no presurizados.
- c) La tecnología de grandes componentes asociadas al sodio parece haber sido dominada.
- d) En el plano de los combustibles la convergencia hacia los óxidos mixtos $O_2U - Pu O_2$ parece evidenciarse (salvo excepciones con carburos). Se esperan quemados medios de 70000 Mwd/t a 100000 Mwd/t.
- e) Las previsiones de la ganancia de regeneración global han sido confirmadas.
- f) Verificada la factibilidad del reprocesamiento se entra en la fundamental etapa de las plantas de demostración, capital para el control del ciclo del combustible.
- g) La seguridad de los FBR es muy buena y del estudio de los accidentes se han obtenido enseñanzas que la mejoran aún más.
- h) Los incidentes han mostrado que la intervención en los FBR no es más difícil que en otros tipos de reactores y en ciertos casos es todo lo contrario ocasionando menos irradiación al personal.
- i) Desde el punto de vista del medio ambiente la operación de los FBR es particularmente limpia.

Algunos problemas como el elevado costo de las instalaciones deben todavía ser resueltos.

El quemado debería llevarse a más de 100000 Mwd/t. Esto implica esfuerzos de investigación en los aceros y daños por radiación con todo lo que esto acarrea (ruptura de vainas, deformación de elementos combustibles, etc).

La firma de un convenio de cooperación europea en el campo de los FBRs va a permitir a Francia, Italia, R.F.A., Bélgica y el Reino Unido aunar esfuerzos con el consiguiente ahorro de medios /Ma 2/. Este convenio reviste una gran importancia, ya que muy probablemente permitirá a Europa adelantarse sensiblemente a los EE.UU. en este campo. La puesta en práctica de las primeras cláusulas de intercambio científico-tecnológico entre las partes ha sido presentada por el autor, y en 1985 habrá combustible inglés en Masurca.

IV. TECNOLOGIA DE LOS FBR

En este capítulo consideraremos las facetas tecnológicas particulares de los FBRs, que pueden ser completadas con el material expuesto en los anexos I a IV.

Una central de potencia FBR consta, como toda central nuclear, de una parte convencional, (lo que se encuentra más allá del generador de vapor, es de cir turbinas, alternador, recalentador, condensador, etc.) y una parte nuclear propiamente dicha.

En razón de la utilización del Na líquido como refrigerante y dada la reacción violenta del mismo con el agua, por razones de seguridad se intercala un circuito intermediario para transportar el calor desde el núcleo al generador de vapor. Se evita así, en el caso de una hipotética reacción $H_2O - Na$ a este nivel, la liberación de Na contaminado a la atmósfera. (Ver fig. 4)

IV.1. El circuito primario

El calor producido por el núcleo del reactor es evacuado por un circuito primario hacia un intercambiador intermediario (primario/secundario).

Dos opciones se ofrecen en cuanto a la disposición del circuito primario:

- a) El circuito primario integrado (tipo "pool"), fig.5
- b) Las cañerías exteriores al recipiente del reactor (tipo "loop"), fig.6

IV.1.a. Los reactores "pool"

En el primer caso (fig.5) todo el circuito primario y los intercambiadores intermediarios están ubicados en el recipiente del reactor, que confina así al Sodio radioactivo. Los riesgos de fuga por las tuberías exteriores son nulos.

Hay una importante cantidad de Sodio lo que implica una gran capacidad calorífica muy favorable en caso de paro completo de los circuitos de enfriamiento.

El funcionamiento es posible a potencia reducida en caso de indisponibilidad de una bomba primaria o de un intercambiador intermediario.

Las asimetrías introducidas por el movimiento del sodio tienen poco efecto ya que las bombas y los intercambiadores toman y entregan sodio de volúmenes comunes.

El recipiente del reactor es de forma muy simple y la disposición de los intercambiadores y bombas puede hacerse de manera que el refrigerante ca-

liente no tenga prácticamente contacto con el mismo disminuyendo así las solicitudes.

En general el recipiente es suficientemente grande para permitir el almacenamiento en pila del combustible irradiado, con lo que se reducen los requerimientos de manipuleo posterior. Esto puede sin embargo ocasionar algunas dificultades /Gh2/

La inspección y el mantenimiento del circuito y bombas es dificultoso. El tamaño del recipiente requiere en general su montaje "in situ" (como en los PHWR) dificultando así el control de calidad y encareciendo la obra civil.

IV.1.b. Los reactores "loop"

Las características principales de los reactores tipo "loop" (fig.6) son las siguientes:

- Diseño y mantenimiento más simples. Un intercambiador puede ser inspeccionado en funcionamiento del reactor simplemente por acción de una válvula que cierre el circuito correspondiente.
- Problemas termohidráulicos simplificados (flujo del refrigerante por cañerías).
- Capacidad de convección natural superior, ya que la altura útil es más importante.
- Protección relativa de bombas e intercambiadores en el caso de una excursión de potencia.
- Partes de las cañerías y del recipiente están en contacto con el refrigerante caliente mientras que otras lo hacen con el refrigerante frío, lo cual origina tensiones térmicas importantes.
- La existencia de tuberías y agujeros en el recipiente del reactor, puede crear tensiones mecánicas en las juntas. (En Rapsodie las principales fugas de Na del Primario fueron detectadas en estas zonas).

(Más detalles concernientes a ventajas y desventajas de ambos esquemas pueden ser encontrados en la referencia /Ca/.)

Si bien hasta el momento actual los dos tipos han sido construidos por igual, la balanza se inclina en los últimos años hacia los reactores de tipo integrado como consecuencia del liderazgo francés en la especialidad.

En adelante nos referiremos, salvo indicación contraria, a reactores de potencia de tipo pool.

IV.2. La Geometría del Núcleo

Con un núcleo de composición homogénea la distribución de potencia sería cosenoidal como el flujo neutrónico, lo cual es indeseable termodinámicamente hablando. En efecto, si el refrigerante se hace circular al mismo caudal en todos lados, su temperatura de salida no sería uniforme y la mezcla del refrigerante periférico frío con el central caliente resultaría en una ganancia de entropía, con pérdida de trabajo.

La mezcla de temperaturas podría ocasionar daños a la estructura.

Por otra parte si se hace circular menos refrigerante por las regiones externas se pierde trabajo de las bombas al hacerlo pasar por los estrangulamientos y toberas.

Por esta razón el núcleo se descompone en dos (o más) zonas radiales con enriquecimientos mayores en la periferia, conduciendo al achatamiento de la distribución radial de potencia como se ve en las figuras 7 y 8. El factor de forma radial (P_{max}/P_{media}) pasa de alrededor 1.35 en el caso homogéneo a 1.20 en el caso heterogéneo con dos zonas de igual volumen (en SPx-1).

En el anexo I la fig.AI-1 muestra un corte radial de SPx-1.

Rodeando completamente al núcleo se encuentra una zona ("c nverture" o "blanket") que llamaremos pantalla fértil de Uranio empobrecido, dispuesta tanto axial como radialmente (ver fig.7) con múltiples misiones.

- a) Reflexión de una parte de los neutrones que fugan del núcleo reduciendo así la masa crítica.
- b) Protección neutrónica.
- c) Producción de plutonio por conversión del U238.
- d) Producción de potencia (hasta 12% del total).

Ya hemos señalado que la forma de cilindro achatado del núcleo hace que el factor de conversión interno sea ligeramente inferior a 1, con lo que la sobrerregeneración sólo es posible en presencia de estas pantallas.

La potencia producida en esta región puede fácilmente duplicarse entre la entrada en pila y la salida, lo que condiciona el caudal de refrigeración penalizando el rendimiento del primer período.

El espesor de las pantallas se elige por compromiso entre el costo de fabricación, el interés en mejorar el factor de conversión, los problemas termo hidráulicos que implica, etc.

Cuando se quiere maximizar el factor de conversión total de la central una estrategia especial de movimientos radiales es utilizada.

Exteriormente a estas pantallas una región de columnas de acero denominada PNL (Protección neutrónica lateral) sirve para:

- a) Proteger contra la radiación γ y neutrones
- b) Limitar los daños por radiación de las estructuras que rodean el núcleo
- c) Limitar la activación del Sodio del circuito secundario a nivel de los intercambiadores intermediarios
- d) Reflejar neutrones hacia el núcleo y pantallas fértiles

Distribuidos en el núcleo se encuentran canales de medición, y tubos diluyentes que sirven para compensar efectos de sobrereactividad local y/o transitorios cerca de las barras de control. Están compuestos de acero inoxidable y Sodio.

Las barras de control de carburo de Boro enriquecido en B^{10} tienen múltiples funciones.

- a) Seguridad (aproximadamente 3000 pcm) (*)
- b) Compensación de la pérdida de reactividad debido a la evolución neutrónica a través del ciclo (3000 pcm) y a los efectos de temperatura y potencia en el arranque (2000 pcm)
- c) Control operativo y manejo (2000 pcm)

La disposición de las barras juega un rol importante en el aplanamiento del perfil radial de potencia (fig.8)

Hay un fuerte acoplamiento (en general) entre ellas. La disposición en dos grupos anulares concéntricos es la más generalizada, pero se han pensado otras alternativas como el "adoquinado" y los anillos excéntricos /Gh3/

Asociadas a la seguridad se hallan las 3 barras del Sistema de parada complementario. Un importante desarrollo tecnológico en SPx1 asegura su funcionamiento aún ante graves deformaciones del canal correspondiente.

IV.3. El combustible

La baja sección eficaz de fisión del Pu a altas energías impone enriquecimientos del orden del 13 al 30% en volumen de $Pu/(Pu + U)$

Descartando la forma metálica debido a su restricción en el quemado (menos de 10000 Mwd/t), bajo punto de fusión ($640^{\circ}C$) y las fuertes variaciones dimensionales con la temperatura (hay 6 formas cristalinas); dos formas principales se ofrecen: los carburos mixtos $PuC - UC$ y los óxidos mixtos $PuO_2 - UO_2$.

Fundamentalmente en razón de la experiencia previa en el óxido de Uranio la elección de los óxidos mixtos se ha generalizado (salvo, posiblemente,

(*) p.c.m. unidad de reactividad equivalente a $10^{-5} k_{eff}$

en la URSS). Se presenta en forma de pastillas sinterizadas de 4 a 8 mm de diámetro y altura, en el interior de tubos o agujas metálicas.

En muchos casos un agujero axial de diseño permitira la expansión del combustible ocasionada por el quemado sin generar tensiones en las vainas.

Los altos flujos, 3 a 7 $10^{15} \text{n/cm}^2/\text{s}$, implican potencias específicas elevadas, 0.6 a 0.8 Mw(th)/KgPu. La baja conductibilidad térmica de los óxidos; mixtos impone restricciones al tamaño de las pastillas, cuyos diámetros juegan un rol fundamental en la optimización del reactor.

El espacio entre las pastillas y vainas (y por ende la cámara de expansión) es llenado de un gas inerte, típicamente Helio o Argón para evitar o men-
guar reacciones químicas entre pastilla y vaina, así como eventuales fugas al re-
frigerante.

La reunión de un cierto número de agujas similares (200 a 300 en los reactores de potencia) en un conjunto de sección hexagonal o cuadrada constituye un "assemblage" ("subassembly" en inglés), que constituye la unidad fundamental de carga y descarga del reactor.

Un "assemblage" puede ser combustible, fértil, diluyente etc, según su contenido y función.

En el campo de los reactores térmicos sólo hay un equivalente en los manojos de elementos combustibles.

Conservaremos la palabra francesa assemblage y no "elemento" ya que nos parece más significativa la primera.

Un assemblage combustible de un reactor de potencia contiene entre 10 y 20 Kg. de Plutonio.

Estos assemblages tienen (al menos en los reactores de potencia) una forma típicamente hexagonal. Esto compacta la red evitando capturas estériles, pero deja espacios muy pequeños para la refrigeración.

Para evitar que dos agujas contiguas se toquen creando puntos calientes un alambre de acero es arrollado helicoidalmente a cada una de ellas.

El conjunto es completado por un tubo hexagonal y la estructura neces-
ria a la distribución del Sodio.

En la fig.9 se dan los detalles correspondientes a los assemblages combustibles de Superphenix 1.

Al igual que en los reactores térmicos en los FBRs es atractivo económi-
camente irradiar al combustible el máximo posible.

El límite de los reactores térmicos está fijado por la pérdida de reac-
tividad por el quemado y la acumulación de productos de fisión.

En los FBRs la pérdida de reactividad es mucho menor, sobre todo si el factor de conversión es bueno. El límite está fijado por los criterios de

seguridad en cuanto a la resistencia de las vainas al daño por radiación, para estar seguros que el material radioactivo no pase al refrigerante. Como consecuencia, un FBR admite quemados de 50.000 a 100.000 Mwd/t y aún mayores.

La dosis integrada (fluencia) por las vainas se acerca entonces a $2 \cdot 10^{23}$ n/cm², que como veremos ocasiona arqueos, crecimiento bajo radiación, etc.

El uso de los carburos no ha sido muy difundido a pesar de ciertas ventajas, principalmente su alta densidad, alta conductibilidad térmica y muy buena compatibilidad con el Na.

La alta densidad genera factores de conversión superiores a los de los óxidos mixtos.

La alta conductibilidad térmica permite hacer combustibles más anchos, es decir más baratos.

La compatibilidad con el Na permite llenar el espacio combustible-vaina con Na, aumentando muchísimo la conductancia, i.e., con más diámetro del combustible o mejor potencia lineal la temperatura del centro puede ser menor.

Si la temperatura del combustible es menor, los gases de fisión son liberados en menor cantidad requiriéndose entonces una cámara de expansión de menor tamaño.

Dado que proporcionalmente hay menos átomos moderadores en el carburo que en el óxido, a pesar que el núcleo de C es más liviano que el de O, el resultado es un endurecimiento del espectro neutrónico mejorando la sobrerregeneración.

Las principales desventajas son: su fuerte crecimiento (Swelling) bajo radiación que puede crear tensiones en las vainas; el peligro de formación de burbujas de gas en el Sodio que llena el intersticio combustible-vaina, que puede crear un sobrecalentamiento local que dañe el combustible, a la vez que todo sobrecalentamiento del combustible genera una mayor cantidad de gas; la incompatibilidad con las vainas de acero, ya que existe el riesgo de carburizarlas por transporte de carbono a través del Sodio.

Estas desventajas se atenuarían llenando el intersticio con un gas, lo que aumentaría la temperatura reduciendo las otras ventajas.

Es difícil predecir si el uso de los carburos se generalizará en el futuro.

IV.4. Las vainas

La captura neutrónica es menos importante en los reactores rápidos que en los térmicos pues las secciones eficaces son pequeñas: $\sigma_s + \sigma_c \approx \pi R^2$ (R radio del núcleo). Esto facilita la elección del material de las vainas.

Este debe presentar buenas características mecánicas en caliente ($T \approx 620^\circ\text{C}$) para fluencias elevadas ($1.7 \cdot 10^{23}$ n/cm² para $E > 0.1$ MeV).

Las vainas están sumidas a diversas sollicitaciones:

- Presión del refrigerante al comienzo (compresión).
- Presión de los gases de fisión, 80 a 100 bars al fin de la vida útil (tensión).
- Tensión creada por el aumento de volumen del combustible irradiado (acumulación de productos de fisión sólidos en la matriz de óxido mixto, fragmentación del combustible, etc).
- Sollicitación térmica Text - Tint $\approx 60^{\circ}\text{C}$
- Además debe resistir a la corrosión y erosión del Sodio, ser compatible con el Oxido mixto del combustible y los productos de fisión (yoduros, uranatos, etc).

El material elegido es el acero inoxidable austenítico, cuyo comportamiento es el siguiente.

- Creep bajo radiación: el creep inducido por irradiación es débil frente al creep térmico. (Bajo presión 10 Kg/mm² a 650° la velocidad es 1% en 10000 h, la duración antes de ruptura 100000 h).
- Fragilización: bajo flujo neutrónico rápido el acero austenítico se fragiliza sobre todo por la formación de He a través de la reacción (η , α) sobre el boro.
- Crecimiento (Swelling). Para fluencias superiores a 10^{22} n/cm² (en neutrones rápidos) aparece este fenómeno, dependiente también de la temperatura de irradiación (fig. 10).

El inflado de las vainas reduce la sección de paso del Na, de donde el riesgo de crear puntos calientes. El alambre helicoidal sirve para minimizar este riesgo.

Los ensamblajes están rodeados de fundas de acero de $\approx 1\text{mm}$ de espesor. El crecimiento de éstos introduce el riesgo de trabar los ensamblajes, y se traduce en:

- Deformación de la parte central.
- Dilatación longitudinal (la máquina de recambio deberá tener en cuenta este efecto).
- Arqueo o curvatura de los ensamblajes periféricos debido a la inhomogeneidad de swelling creada por los gradientes neutrónico y térmico. Dado que existen puntos de apoyo, el arqueo se deforma en S.

Para remediar estos problemas varias soluciones son aplicadas.

- Puesta a punto de un tipo de acero de menor swelling.

- Rotación periódica de los ensamblajes.
- Disminución de la rigidez del tubo.
- Evitar la coincidencia de temperatura crítica (fig.10) y flujo neutrónico elevado en un punto.
- Plaquetas de posicionamiento en puntos claves.

El problema es más serio aún si se considera el movimiento de las barras de control. Para evitar que las barras se bloqueen se debe prever

- Un juego suficiente entre barra y tubo-guía.
- Una cierta flexibilidad de la barra que autorice un desalineamiento de la cabeza de la misma.

El crecimiento bajo radiación de otros componentes debería ser menos importante.

El control de calidad de las vainas es realizado por válvula de aire o electromecánica (diámetro y espesor). Con ultrasonido se detectan defectos típicos. El control destructivo no es excluido, haciéndose análisis químicos y metalográficos, ensayos mecánicos a diferentes temperaturas, ensayos de corrosión en muestras tomadas al azar, etc.

IV.5. El refrigerante

La elevada potencia específica requiere la evacuación de 0.3 a 0.6 Mw por litro de núcleo.

Las agujas combustibles son por ello de diámetro pequeño, aumentando la superficie de intercambio.

El fluido refrigerante debe responder a las siguientes características

- 1) Muy buenas propiedades termohidráulicas.
- 2) Débil absorción y moderación de neutrones.
- 3) Débil activación en campo neutrónico.

El sodio responde perfectamente a estas demandas cuando es utilizado en el rango 400 - 550°C. Sus propiedades principales se adjuntan en la tabla 5.

Como lo hemos ya señalado anteriormente, el uso del Na como refrigerante es la elección universal en la actualidad y prácticamente no hay búsqueda de sustitutos.

Según la potencia del reactor el caudal puede ir desde 3 a 20 tons/sec

En la tabla 5 hemos incluido las propiedades físicas del Na. Señalaremos, entre otras, la ventaja de ser líquido entre 100 y 580°C, evitando la presión del sistema. Es un cuerpo simple estable en temperatura y bajo irradiación.

Sus propiedades térmicas excepcionales permiten un rendimiento térmico de 40 a 45% en lugar de los tradicionales ~33% del agua en PWR comerciales.

Como contrabalance presenta los siguientes inconvenientes.

- Es muy ávido de Oxígeno: se oxida al aire libre creando riesgo de ignición. Esto impone el uso de atmósferas de Helio o Argón. Reacciona violentamente con el agua (riesgo de explosión).
- Es opaco, complicando el examen del interior del recipiente del reactor.
- Sólido a temperatura ambiente, requiere un sistema programado de precalentamiento de todos los circuitos facilitando la intervención.
- Su activación y la de los productos que puede transportar (corrosión, productos de fisión por ruptura de vaina, etc) impone la interposición de un circuito secundario inactivo entre el primario y el circuito de vapor a fin de evitar la dispersión de materia radioactiva en el eventual accidente de una reacción $\text{Na} - \text{H}_2\text{O}$ en los generadores de vapor.

El empleo del Na como refrigerante crea ciertos problemas tecnológicos, como veremos seguidamente.

IV.5.a. Corrosión

Los mecanismos de corrosión por metal líquido son de dos tipos.

- a.1) Corrosión por transferencia de masa. En este caso la corrosión está ligada a la solubilidad de ciertos constituyentes del material corroído en el metal líquido.

En un sistema isotérmico el metal líquido es rápidamente saturado; la disolución es frenada y el ataque del material se limita a un nivel extremadamente débil. (Solubilidad del hierro en Na a $500^\circ\text{C} = 0.0084 \text{ ppm}$).

En un sistema con gradiente de temperatura el ataque es permanente en la zona caliente. El material disuelto es transportado por el sodio y precipita en la zona fría por cambio de solubilidad.

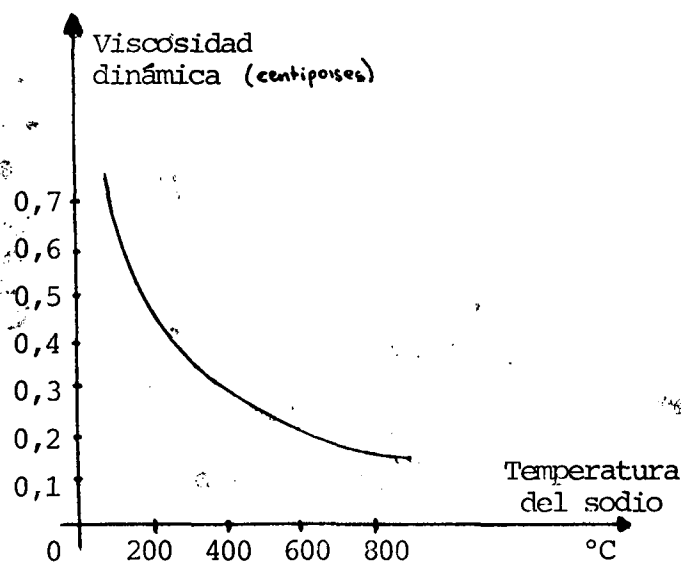
La velocidad del proceso es función de la velocidad de disolución del metal en el sodio.

La transferencia de masa por el sodio es función:

- del material (hierro, níquel, carbono etc)
- de la tasa de impurezas contenidas en el Na (particularmente el tenor en óxido de sodio.)

Tabla 5: Propiedades físicas del sodio

Temperatura de fusión) a presión	98°C
Temperatura de ebullición) atmosférica	883°C
Densidad a 100°C	0,928 g/cm ³
a 550°C	0,817 g/cm ³
Conductibilidad térmica a 100°C	0,206 cal/s cm °C
a 500°C	0,160 cal/s cm °C
Calor específico a 400°C	0,306 cal/g °C
Viscosidad dinámica a 104°C	0,686 centipoises
a 400°C	0,269 centipoises
Aumento de volumen por la fusión	2,5 %



- Características nucleares:

Porcentaje isotópico Na²³ 100 %
 Reacción (n, γ)

σ_c para un espectro de fisión 0,53 barn
 Período del Na²⁴ (emisor β, γ) 15 horas

Reacción (n, 2n)

$\sigma_{n,2n}$ es débil pero el Na²² formado se acumula progresivamente en el circuito
 Período del Na²² 2,6 años

de las condiciones termohidráulicas del circuito (temperatura de las estructuras, gradiente de temperatura, velocidad del Na).

a.2) Corrosión por reacción química. Estos mecanismos hacen intervenir una reacción química entre el metal líquido, una de sus impurezas y uno de los constituyentes del material corroído.

La presencia de óxido de sodio constituye el factor de corrosión principal (óxido-reducción).

La corrosión tiene dos efectos principales

- Degrada las propiedades mecánicas de los materiales.
- Crea productos de corrosión (Mn, Co) cuya activación representa una de las causas principales de contaminación del circuito primario.

Para disminuir la corrosión en el circuito primario se empobrecen los aceros austeníticos en Mn y Co en la zona caliente y se los enriquece en Molibdeno.

En los generadores de vapor el Na y el H_2O son separados sólo por una pared, lo cual implica la elección de un material compatible con los dos fluidos. Así en la zona caliente (agua en fase vapor y Na) se emplea el acero austenítico y en la zona fría (agua líquida y Na) el acero ferrítico. Los aceros austeníticos tienen un excelente comportamiento con el vapor sobrecalentado y el Na pero presentan un riesgo de corrosión con el agua líquida. Los ferríticos se comportan bien con el agua, líquida o vapor, pero son descarburados por el Na a $T > 420^\circ C$. A la pérdida de carbono corresponde una disminución de las propiedades mecánicas del acero. Además el carbono transportado por el sodio hacia las partes calientes fragiliza los aceros austeníticos.

Los circuitos de agua incluyen precauciones para minimizar la corrosión: la totalidad del agua del secundario es desmineralizada y su PH estabilizado cerca de 9. Sin embargo, debe tenerse en cuenta la posibilidad de incidentes que pueden originar su polución momentánea.

- La soda cáustica formada en la hipótesis de una fuga de sodio en agua.
- Los cloruros en razón de un mal funcionamiento del proceso de desmineralización y fugas del condensador.

Estos dos medios provocan la corrosión bajo sollicitación de los aceros ferrítico o austenítico que constituye el principal riesgo de iniciación de una reacción $Na - H_2O$ violenta.

IV.5.b. Purificación del Na

Es necesaria para reducir

- La velocidad de corrosión.
- Los riesgos de crear tapones de impurezas (por ejemplo en la zona fría de los pies de assemblage).
- La contaminación del primario.

Se utilizan "trampas frías" basadas en la disminución de la solubilidad de las impurezas al bajar la temperatura. Los depósitos son función de la temperatura de la trampa, la velocidad del sodio en el filtro y la "porosidad" del mismo. (< 10 ppm de Oxígeno para una trampa de 140°C).

En general esto basta pero se prefiere bajar el tenor en Oxígeno mediante "trampas calientes", formadas por metales más reductores que el Na (Titanio o Zirconio a $600 - 650^{\circ}\text{C}$). Las trampas calientes solo sirven para el O_2 .

El grado de pureza del sodio se mide por la "temperatura de tapón", temperatura a la cual las impurezas obstruyen un orificio calibrado.

IV.5.c. Reacción Sodio - Agua

Este riesgo de reacción existe a nivel de los generadores de vapor.

Las pequeñas fugas de agua (menos de 50 g/s) se traducen en una corrosión localizada de los tubos del generador de vapor ocasionada por la solución cáustica.

La importancia del daño es función:

- del caudal de la pérdida.
- de la clase de acero de los tubos.
- de la velocidad y temperatura del sodio.
- de la geometría de la red de tubos.

Un detector de hidrógeno en el circuito de Na detecta las fugas.

Para grandes pérdidas la reacción Sodio - Agua es muy violenta y exotérmica, la temperatura en el seno de la reacción puede pasar 1000°C .

Se produce hidrógeno, soda cáustica, óxidos e hidruros de sodio.

Este problema condiciona fuertemente la construcción de los generadores de vapor.

Por otra parte se deben introducir órganos de seguridad tales como válvulas de vaciado de sodio, membranas de seguridad (presión de ruptura en función de la presión nominal), sistema de disipación atmosférica de los productos de reacción, etc.

IV.5.d. Frotamiento

Este problema concierne principalmente a:

- Los mecanismos de la máquina de recambio de los ensamblajes (Na a 250°C)
- Las bombas
- Las barras de control
- Las válvulas

y es función de

- Las condiciones de utilización: carga, velocidad de deslizamiento (más allá de una cierta carga en el Na a alta temperatura hay posibilidad de autosoldadura de las superficies).
- La temperatura del Na.
- El tipo de superficies en contacto.

Las piezas en contacto generalmente de acero austenítico reciben un tratamiento de superficie. A baja temperatura de funcionamiento ($< 300^{\circ}\text{C}$) se usan aleaciones duras a base de cobalto y a altas temperaturas aleaciones duras a base de Níquel. Una inmersión prolongada en Na a 350°C previa a la utilización en frotamiento mejora el comportamiento de la mayor parte de los materiales.

IV.5.e. Estanqueidad

Entre piezas fijas (cuerpo de una válvula y cañería por ejemplo) es a asegurada por juntas metálicas de acero inoxidable.

Las válvulas utilizan una junta de Na solidificado entre el cuerpo y el vástago, las variaciones de temperatura del Na o del aire ambiente pueden ocasionar variaciones dimensionales y necesitar esfuerzos de maniobra variables.

Los tapones giratorios que sirven para el mantenimiento usan una junta metálica compuesta de una mezcla eutéctica 42% Sn 58% Bi, que no se oxida al contacto con el aire. Para girar el tapón la aleación es licuificada mediante una lámina calefactora.

Ciertas juntas son realizadas por contacto metal-metal de las piezas cuando una ligera pérdida es tolerada.

IV.6. La instrumentación en Sodio

IV.6.a. Medida de temperaturas.

Una termocupla en cada ensamblaje (Chromel-Alumel) introducida en una vaina de inoxidable (aislada de ésta por magnesita) sirve para medir la temperatura de salida del Na. La radiación las afecta escasamente.

Otra solución en estudio es la cupla INOX-Na, interesante por la simplicidad (electrodo introducido en el Na) pero con dificultades de ruido importantes.

Se utilizan también termoresistencias.

IV.6.b. Medida de caudal.

Los caudalímetros electromagnéticos son utilizados sobre una derivación del circuito secundario. El caudal del sodio del primario se mide a la salida de las bombas con un caudalímetro a distorsión de flujo.

IV.6.c. Medida de nivel.

Las medidas de tipo discontinuo se realizan por contacto de Na entre dos electrodos: son muy precisas.

Las medidas en continuo se basan en el acoplamiento entre dos bobinas según el nivel del Sodio.

IV.6.d. Detección de fuga de agua en el Na.

Se busca el Hidrógeno producido en la reacción $\text{Na} - \text{H}_2\text{O}$ gracias a un espectrómetro de masas por difusión a través de una membrana de Níquel (sensibilidad 1/1000 ppm).

IV.6.e. Detección de ruptura de vainas.

i) Medidas sobre el Argón

El gas enfriado y desprovisto del eventual Na (aerosol) es dirigido a cámaras de ionización globales y/o selectivas.

ii) Medidas sobre el Na

El Na tomado en el circuito primario a la entrada de los intercambiadores es llevado en menos de 10 segundos hacia detectores de neutrones retardados (He^3 + polietileno o cámara de fisión de Np).

En diferido se realiza un análisis químico.

iii) Localización de las rupturas de vaina

Se debe recurrir a la auscultación individual de cada assemblage.

El problema no ha sido aún bien resuelto.

IV.6.f. Detección acústica de ebullición del Na

Un colector acústico más un transductor asociados por una guía de onda determinan principios de ebullición a partir de títulos del orden de 10^{-5} de gas en sodio.

IV.6.g. Dispositivo de visualización en el sodio

Llamado VISUS sirve para verificar el posicionamiento de los assemblages combustibles.

Una señal acústica direccional emitida a ras de la cara superior del núcleo permite por reflexión detectar los ensamblajes demasiado altos.

IV.7. Los recipientes (cubas) de reactor

La cuba principal contiene el sodio primario y soporta el conjunto de las estructuras internas. En Superphenix esta cuba más la cúpula superior forman un recinto estanco.

En su interior hay una cuba interna que sirve para separar sodio frío de sodio caliente y tiene esencialmente un rol hidráulico. Está sometida a diferencias de temperatura y eventualmente a choques térmicos por caída de barras de control.

La cuba de seguridad y la cúpula exterior forman el recinto primario del reactor: En caso de un accidente grave que origine una pérdida en la cuba principal, el descenso del nivel de Na es limitado gracias a la cuba de seguridad. La entrada de los intercambiadores intermedios queda bajo el nivel del Na y la potencia residual puede ser evacuada por los circuitos normales.

En la hipótesis extrema de indisponibilidad total de los circuitos normales de refrigeración secundaria un sistema "de último recurso" permite la evacuación de la potencia residual al precio de una superación de las temperaturas máximas permitidas exterior de vaina (se llegaría a 750°C).

IV.7.a. Solicitaciones

En funcionamiento normal las cubas y estructuras internas están sometidos a temperaturas comprendidas entre 395°C y 535°C. Las cubas deben ser calculadas para resistir a los transitorios normales tomados en cuenta para una duración de vida de 30 años, a saber.

- Paradas normales
- Paradas de urgencia
- Arranques "fríos"
- Arranques "calientes"
- Variación de carga
- Incidentes en los componentes de la central
- Transitorios que modifican la Temperatura del Na a la entrada o la salida del núcleo debido a variaciones de
 - i) la potencia del reactor
 - ii) el caudal del primario
 - iii) las condiciones de evacuación del calor

En caso de accidente las cubas son sometidas a solicitaciones de ori

gen térmico o mecánico (sobrepresión), particularmente debido a las siguientes causas.

- a) Falla del sistema de evacuación del calor por:
 - parada intempestiva de una bomba
 - pérdida de alimentación eléctrica de las bombas ($Q/2$ en 50 seg.)
- b) Falla simultánea del sistema de evacuación de calor y el de parada del reactor de donde el riesgo de
 - ebullición del sodio
 - fusión de los elementos
 - reacción termodinámica entre combustible y sodio
 - formación de una masa supercrítica
- c) Excursión de potencia por
 - el proceso b)
 - error de cargas de "assemblages"
 - retiro de una barra de control
- d) Eventual sismo

IV.7.b. Dimensionamiento

El número de circuitos principales de Na se elige par (4 en SPx1) para tener una simetría del conjunto. Esto y el tamaño de los componentes condiciona el diámetro de la cuba. Su altura debe ser tal que

- los elementos combustibles estén sumergidos aún en recambio.
- la entrada de los intercambiadores esté siempre bajo sodio aún en caso de ruptura de la cuba principal.

IV.7.c. Elección de materiales

El flujo neutrónico integrado es pequeño pero los materiales son sometidos a

- Temperaturas elevadas
- Ciclos térmicos
- Solicitación mecánica (no hay presión pero está el peso del Na)
- Corrosión por el Na

En SPx1 se usa acero austenítico con bajo carbono, que presenta buena resistencia a la corrosión y débil creep lo que implica poca deformación.

IV.7.d. Fabricación

Se realiza en dos tiempos

- 1) Fabricación en la acería de los elementos en trozos
- 2) Soldado in-situ

Las dimensiones máximas de las piezas son función de los límites impuestos por el transporte.

En el caso de una central tipo loop, todo este proceso se realiza en origen.

IV.7.e. Soldadura de los elementos

La soldadura a arco con metal de aporte es empleada en general. Para pequeñas piezas (necesita operar bajo vacío) se emplea la soldadura por bombardeo electrónico.

Los controles típicos del análisis no destructivo y destructivo se deben aplicar:

- Controles de material: análisis, ensayos mecánicos de muestras, ultrasonido.
- Control de las soldaduras: radiografía, ultrasonido, test de helio.
- Control dimensional.

IV.8. Conclusión

Hemos procurado presentar un muestrario de los problemas tecnológicos asociados a los FBRs. Algunos de ellos no son específicos de esta línea pero no por esto deben dejarse de lado.

Muchos otros problemas menores a nuestro juicio no han sido discutidos, pues el tratamiento detallado de todos ellos escapa al objetivo de este trabajo.

Destaquemos aquí que el concepto más difundido actualmente para un FBR es el que comprende:

- Circuito primario integrado.
- Refrigeración por sodio.
- Combustible Óxido mixto.
- Materiales estructurales de Acero Inoxidable.

V. BASES PARA LA COMPARACION DE LOS FBRS CON OTRAS ALTERNATIVAS ENERGETICAS

Es tradicional comparar las diversas tecnologías energéticas desde cuatro puntos de vista diferentes.

- a. Costo de la energía producida
- b. Utilización de recursos naturales
- c. Efectos ambientales y riesgos
- d. Tiempo de compensación de la energía de construcción

Puede agregarse a ellos un quinto, el político, y que a la hora de las decisiones tendrá una importancia preponderante, ya que es el punto de vista político el que asigna los pesos relativos de los cuatro puntos anteriores conduciendo a la selección de una u otra alternativa energética. Dado que éste escapa al temario del presente trabajo nos consagraremos solamente a los primeros cuatro.

V.1. Costo de la energía producida

Es el costo del Kwh que sale de la central.

Para determinarlo deben tenerse en cuenta /Ar 1/

- Los costos de las instalaciones

Se contempla la amortización del capital (y los intereses) empleado en la construcción de la central (costos directos) y las obras auxiliares de infraestructura (costos indirectos).

La amortización debe realizarse en la vida útil de la central teniendo en cuenta el factor de carga real de la misma.

El lucro cesante del capital en el período de construcción deberá también ser tenido en cuenta.

- Los costos de operación y mantenimiento (explotación). Se deben considerar en ellos el personal, los repuestos, seguros etc. Interviene la confiabilidad de la central.

- Los costos del combustible

Se introducen en él todas las etapas como prospección, minería, transporte, fabricación etc.

Por supuesto, estos costos dependen de las condiciones económicas y de mercado en el momento de la comparación ya que estas últimas están sujetas a cambios constantes /Gi 1/, baste ver para ello el salto del precio del petróleo en el bienio 73-74.

Esto también es función de cada país, ya que todos los costos depende

Tabla 6

Precio medio del Kwh en U\$S para las centrales de Francia en 1982 /En/
(Datos originales en FF, convertidos en U\$S por 1 U\$S $\equiv$ 9 FF)

	INSTALACIONES	EXPLOTACION	COMBUSTIBLE	TOTAL	RELACION CON PWR
PWR (900 Mwe)	.95	.36	.59	1.90	1
Phenix (250 Mwe)	2.76	.58	1.38	4.72	2.48
SPx1 (1200 Mwe)	2.51	.56	1.11	4.18	2.20
1500 A (SPx2)	1.88	.52	0.97	3.37	1.77
1500 B	1.47	.44	0.76	2.67	1.40
1500 Serie	1.22	.44	.52	2.18	1.15
Carbón	.77	.36	2.27 +.33 ^(*)	3.73	1.96
Fuel Oil	.66	.32	5.08 +.41 ^(*)	6.47	3.41
ATUCHA I /NES/	2.14	.99		3.13	1.65

(*) Desulfuración

rán del grado de desarrollo de las tecnologías específicas en el país y de la participación de la industria en el sector.

En la tabla 6 se dan los costos comparativos del Kwh de diferentes orígenes en Francia /En/ /Bi/.

En los costos de los combustibles de los FBRs no se han incluido ni la ganancia económica del plutonio producido ni los costos de las modificaciones de las cadenas de reprocesamiento de combustible, es decir se los ha considerado solamente generadores de energía por quemado de Pu.

En esta tabla la vida útil de las centrales es de 30 años y los factores de carga y eficiencias son las típicas para las centrales en funcionamiento y las nominales para los proyectos.

Phenix es un FBR (ver anexo IV) de 250 Mwe; SPx1 es Superphenix 1 de 1200 Mwe (ver anexo I); 1500 A y B son los dos próximos reactores FBR de 1500 Mwe (Superphenix II entre ellos); 1500 Serie indica el reactor "Standard" seria lizado, como los PWR actuales, y que debería aparecer en la primera década del 2000.

En la tabla 6 se han incluido datos de Atucha 1, sólo con el fin de situarnos en un orden de magnitud de sus costos, ya que la comparación con los datos franceses tiene poco sentido. Similamente se podrían incluir datos de la compañía eléctrica Commonwealth Edison Co, Chicago Illinois (USA) para 1980, obtenidos como promedio de 6 centrales de cada tipo que dan 1.8 U\$S/Kwh para los PWR, 3.38 para carbón y 7.7 para fuel oil, con el fin de verificar que las proporciones pueden mantenerse en distintos países.

Vemos que por el momento la electricidad generada por los FBRs es cara; no tanto como la del petróleo, pero en el orden de magnitud de la del carbón. Resta entonces mucho por hacer a este respecto.

Cabe señalar que en Phenix y Superphenix 1 las medidas de seguridad se han exagerado al extremo, ya que el futuro de la línea dependía de un buen examen de estos prototipos. Este sobredimensionamiento se paga con factores del orden de 200 % en el costo del Kwh instalado.

Gran parte de la tarea de ECRA (Equipo de Concepción de Reactores Avanzados) del DRNR (Departamento de Reactores a Neutrones Rápidos) consiste en redimensionar los conceptos de SPx1 para aplicarlos a SPx2.

A medida que la confiabilidad de los sistemas de seguridad se verifique in-situ los reactores futuros tendrán menos exigencias.

Por otra parte, la creciente participación de la industria tendrá como resultado abaratar los costos de manera que cuando se llegue a un reactor en

Tabla 7

Inversión en U\$S por Kw instalado (Francia 1982, 1 U\$S = 9 FF)

TIPO	INVERSION U\$S/Kw	POTENCIA TIPICA (Mwe)	COSTO TIPICO U\$S X 10 ⁶
PWR	490	900	440
Fuel Oil	380	600	230
Carbón	430	600	260
SPx1	1300	1200	1500
FBR serie	630	1500	950

serie ($\approx$ 2005-2010) el Kwh FBR debería ser competitivo con el PWR.

Indiquemos aquí que paralelamente a esto la reducción paulatina de las reservas de combustibles fósiles creará dentro de poco tiempo un aumento sensible del costo de Kwh fósil, acarreado a su vez un aumento del U natural y enriquecido por crecimiento de la demanda, ocasionando un aumento del Kwh de los PWR. En los FBR el costo del combustible depende del costo de reprocesamiento y fabricación y muy debilmente del costo de la materia prima, con lo que un aumento del costo del Uranio tenderá a reducir la relación de costos FBR/PWR.

Antes de pasar al punto siguiente señalemos que un parámetro que puede ser de utilidad es el costo de las instalaciones en sí mismas, sobre todo en un contexto de escasez de capitales.

De la referencia /En/ hemos extraído la tabla 7, en la que damos las inversiones necesarias para la construcción de una central por Kw instalado. A título indicativo se incluyen potencias y costos típicos de estas centrales. Comprendemos así por qué los combustibles fósiles son generalmente preferidos cuando se requiere un rápido crecimiento.

V.2. Utilización de los recursos naturales

En un mundo donde los recursos naturales son escasos el aprovechamiento de los mismos debe realizarse de la mejor manera posible. ,

Esto que es válido a nivel mundial debe serlo más aún a nivel regional y/o nacional, donde algunos de estos recursos pueden inclusive ser inexistentes.

La razón más importante para construir FBRs es que pueden hacer un mayor uso de las reservas uraníferas que cualquier otro sistema actual /Ju/.

Para verificarlo tomemos una central a U natural como Atucha I.

Cuando el U es introducido en ella hay (*)

$$99.3\% \text{ U238} + 0.7\% \text{ U235}$$

El U238 no es físil a bajas energías con lo que en principio sólo disponemos del U235. Sin embargo, el U238 se transforma en Pu239 y puede a su vez fisionar.

Cuando el combustible es extraído del reactor (aprox. 6000 Mwd/t) un

(*) Estas cifras, si bien conceptualmente correctas, no son exactas, ya que sobre ellas juegan infinidad de parámetros, y deben ser tomadas como valores indicativos.

0.4% de U235 ha fisionado (generado energía) un 0.35% de U238 se ha transformado en Pu239 y fisionado.

Es decir, del 100% de U natural inicial sólo se ha aprovechado un 0.75% del potencial energético.

Señalemos que en el combustible extraído quedan aún aproximadamente

0.2% de U235

0.3% de Pu239 + Pu241

0.1% de Pu240 + Pu242

0.1% de U236

Estos 0.5% de material físil (Pu239 + U235) no son aprovechados actualmente en Argentina, pero su reprocesamiento permitiría la extracción de mayores cantidades de energía por tonelada de mineral de U.

De ser así se podría eventualmente volver a cargar el reactor con Pu y continuar el quemado, y así sucesivamente. En este caso, si el N° de átomos físi-
les inicial es N y el factor de conversión es C se podrá hacer fisionar sucesiva-
mente N, NC, NC²... etc con lo que el total de átomos fisionados será

$$N (1 + C + C^2 + \dots)$$

Si $C < 1$ esto converge a $\frac{N}{1 - C}$

En el caso de Atucha I $N = 0.7\%$ y $c \approx 0.7$ con lo que finalmente habríamos uti-
lizado el 2.4% de los átomos de U natural existentes.

Una mejora en cuanto al rendimiento se lograría con los reactores
avanzados submoderados a epitérmicos donde el factor de conversión es del orden
de 0.9, alcanzando de esta forma una utilización integral de aprox. 7% del total
del U.

En un ciclo real, parte del U238 y del U235 se pierde en el reprocesa-
miento.

Además, debido a que los isótopos Pu240 y Pu242 se hacen más y más pre-
sentes (no son físi-
les a energías térmicas) habrá un límite al reciclado sucesi-
vo del Pu en reactores térmicos, debido a su alto contenido en estos isótopos.
Esto impone un factor de rendimiento del orden del 50% a las cifras antes señala-
das.

En el caso de un FBR el factor de conversión C es superior a 1 y la se

rie diverge, indicando que todo el U puede ser consumido. Los isótopos pares del Pu y de U sin embargo pueden fisiónar en estos reactores, con lo que no hay imposición alguna sobre su ley en el Pu reciclado.

El factor de rendimiento (pérdidas de U238, U235 y Pu239) será seguramente muy superior a 0.5.

En consecuencia, la utilización del U natural por parte de un FBR será al menos: 65 veces más importante que en Atucha I, 15 veces mejor que con los reactores epitérmicos avanzados.

Un segundo aspecto de aprovechamiento de los recursos naturales es el de poder utilizar el Uranio empobrecido de plantas de enriquecimiento.

En efecto, el combustible para los FBRs es Pu más U empobrecido (sin valor comercial actualmente).

Los yacimientos uraníferos de baja ley, que actualmente resultan de explotación onerosa, cobran una nueva importancia ya que el costo del combustible de los FBRs depende casi exclusivamente del reprocesamiento y fabricación. Inclusive yacimientos (como en Africa por ejemplo) con composición inferior al 0.7% en U235 serán útiles.

Finalmente, el alto rendimiento térmico de los FBRs hace que la energía producida sea mejor aprovechada.

Resumiendo, los FBRs

- Aumentan el rendimiento energético del mineral de Uranio aproximadamente 50 veces.
- Posibilitan la utilización de mineral pobre en U235 o de baja ley.
- Tienen un alto rendimiento térmico.

V.2.a. Aprovechamiento del Plutonio

El análisis realizado en cuanto al aprovechamiento de los recursos naturales considera alcanzado el nivel nominal de funcionamiento de un parque nucleoelectrico totalmente compuesto por FBRs. Es interesante saber algo más sobre el proceso de incorporación de los FBRs al parque ya existente.

La línea de reactores U nat - D₂O elegida por Argentina implica una producción de Pu que irá en aumento y que acrecentará el stock, ya que no se tiene prevista aún una utilización intensiva del mismo. Existe un proyecto de "Spiking" (*) de Atucha I con Plutonio, pero los volúmenes del mismo serían mí-

(*) El Spiking consiste en el enriquecimiento del combustible sólo en determinados lugares previamente seleccionados.

nimos /Ar/. En base a los resultados obtenidos en ese proyecto se podría encarar el reciclado de Pu en forma standard en futuras centrales. Sin embargo, hemos ya señalado que el reciclado sucesivo de Pu en reactores térmicos degrada su calidad, con lo que el problema de la disposición del combustible quemado y el Pu reprocesado subsisten.

A fin de estimar las disponibilidades de Pu en el futuro hemos realizado un modelo de evolución de un parque eléctrico de características similares al nacional, que describimos en el Anexo V.

Este modelo nos da cuenta de algo que no se ofrecía a simple vista: para instalar FBRs se necesita un importante parque de reactores térmicos, al menos a mediano plazo, hasta que ellos mismos puedan producir su propio plutonio.

Esto reduce las ventajas en cuanto aprovechamiento de recursos: se refiere en el primer medio siglo de existencia. Habrá economía de U natural, pero la misma no será demasiado grande (ese factor 15 a 65 del que hablamos en el párrafo precedente) hasta que el parque electronuclear sea netamente dominado por los FBRs, lo que puede suceder recién a largo plazo.

Es innegable que la acumulación de Pu fuera de pila (y la gestión de combustible irradiado) se reduce considerablemente con la presencia de los FBRs. En el modelo expuesto (autárquico cerrado) no se considera la introducción externa de Pu, garantizando la independencia de suministros, con lo cual se tiene idea de la máxima penetración posible de los FBRs en el parque propuesto.

Una menor implantación de los mismos conducirá a un mayor stock de Pu fuera de pila y al consiguiente menor aprovechamiento de recursos naturales.

Digamos finalmente que si algunos parámetros del modelo cambiasen, por ejemplo la tasa de crecimiento del parque electronuclear, estos resultados serán modificados en cuanto a cifras, pero obviamente no en cuanto a las conclusiones antes expuestas.

V.3. Efectos ambientales, seguridad y riesgos

En el mundo actual se ha comprendido que la preservación del medio ambiente es esencial para la vida humana.

La contaminación ambiental puede ser foco de enfermedades, destruye riquezas naturales privando a la región de sus beneficios, degrada estéticamente el paisaje creando la lógica aversión del habitante por el lugar, entre otros inconvenientes.

Todos los reactores nucleares pueden ser considerados en tal sentido como extremadamente poco contaminantes. En el caso particular de los FBR inclusive se ha reducido muchísimo la contaminación térmica, por el elevado rendimien

to térmico ($\approx 40\%$).

Mencionaremos aquí que la contaminación radioactiva que una central de carbón ocasiona al medio ambiente es varias veces mayor que la ocasionada por un reactor nuclear equivalente. A esto debemos agregar la contaminación química que el anhídrido carbónico y los residuos sulfurosos del carbón producen.

En lo referente a los reactores nucleares los efectos ambientales están fuertemente ligados a la seguridad de la operación y a la prevención de los accidentes.

En los FBRs se aplican dos tipos de criterios de seguridad, como para el resto de la industria nuclear.

- a) Tratar que sean inherentemente seguros, es decir, para una cantidad de accidentes el reactor no se comporta erráticamente y el eventual daño no se expande ni propaga aún cuando no se toma una acción, automática, o deliberada, para detener las causas.
- b) Incorporar sistemas de protección específicamente diseñados para evitar las consecuencias de un dado accidente en el caso que éste ocurra.

V.3.a. ⁴ Características de seguridad inherente

a.1) Confinamiento del material radioactivo

El material radioactivo está separado del medio ambiente por varias fronteras físicas.

- Las vainas del combustible
- El recipiente del reactor (más los tubos del circuito primario si éste es exterior, tipo "loop")
- El recipiente de fugas (y envainado de los tubos del circuito primario en los tipos loop)
- El recinto del reactor

Asegurando que cada una de estas barreras se mantenga intacta bajo una amplia gama de accidentes previsibles, la liberación de radioactividad será solamente posible en el caso de falla simultánea de todas las fronteras, hecho de por sí muy poco probable en virtud de las exigencias de calidad impuestas. Asociados a ello se introducen sistemas de detección (de gases radioactivos, de neutrones retardados, de Na^{24} , etc) y actuadores que evitan que esta contingencia se produzca (que complementan la seguridad inherente).

Se da particular atención al diseño de juntas fijas y móviles, bombas de circulación, sistemas de ventilación. Se diseña con especial cuidado los sistemas de eliminación de gases en el caso de combustión de Na, ocupando un capítulo muy importante la prevención de incendios de Sodio.

a.2) Las características térmicas del Na

Trabajando a presión atmosférica, el recipiente del reactor es menos solicitado disminuyendo el riesgo de ruptura y en el caso que ello sucediera, no se produce la evaporación inmediata del refrigerante.

Toda pérdida del recipiente del reactor es recogida por un recipiente de fugas, asegurando que el nivel del refrigerante es siempre suficiente para cubrir el núcleo sin necesidad de inyectar Na suplementario.

Ante una parada del reactor y de las bombas principales del primario, entran en acción las bombas auxiliares para remover el calor residual, aunque en general son superfluas porque la convección natural es suficiente en tal caso.

En los reactores a circuito primario integrado (pool) el volumen de Na puede superar las 2000 toneladas, lo que asegura una alta capacidad térmica si las bombas del secundario no funcionan en una parada. (Típicamente se dispone del orden de 12 horas para arreglar una de estas bombas).

Es decir, hay tres ventajas primordiales de los FBRs sobre los reactores refrigerados a agua.

- El recipiente corre menos riesgo de romperse
- Si se rompe, el calor de decaimiento de los productos de fisión es fácil de remover
- La inercia térmica es grande

a.3) Los coeficientes de reactividad negativos

El coeficiente de reactividad es la derivada de la reactividad respecto de una variable de la que ella depende. Por ejemplo el coeficiente de potencia indica la variación de la reactividad ante un cambio de la potencia del reactor.

En los FBR el diseño del núcleo hace que el coeficiente de potencia sea negativo (por efectos geométricos y sobre todo por el efecto Doppler). Esto asegura que un incremento de potencia dis-

minuirá la reactividad con lo que el control es automático (la reducción de la reactividad implica una reducción en la potencia). Por otra parte el coeficiente de vacío del sodio también es negativo, es decir que la eventual evaporación del mismo por fallas de circulación conduce a una pérdida de reactividad y a disminuir la potencia y por consiguiente los requerimientos de refrigeración /Gh 1/

a.4) Desventajas intrínsecas de los FBRs

Las más importantes son tres: la alta densidad de potencia, la posibilidad de un aumento accidental de reactividad y la inflamabilidad del Na.

La alta densidad de potencia implica la posibilidad de fusión del combustible y generación de vapor de sodio en caso de fallas de refrigeración.

Aparte de un eventual mal funcionamiento de las barras de control, la compactación del combustible (que no está en su configuración más reactiva) puede ocasionar un aumento de reactividad. Imaginar situaciones en que ello suceda es, sin embargo, bastante difícil. La inflamabilidad del Na, muy temida por mal conocida en los años 60, ha perdido la importancia negativa que tenía. Eso se debe a los avances hechos en la última década en las técnicas de combate de los incendios de Na, unido a una prevención minuciosa de los mismos.

V.3.b. Sistemas de protección

Las características del párrafo a) son complementadas por sistemas especialmente diseñados para evitar los accidentes o evitar los daños que ellos causen. En general protegen al público parando la emisión de radioactividad y minimizan el daño del reactor. Conceptualmente son similares a los aplicados a los reactores térmicos.

b.1. Parada Automática

Consiste en la caída de las barras de control y de los sistemas complementarios de parada ante una eventual señal de mal funcionamiento producida por un sensor. El mal funcionamiento de los sensores se previene triplicando sus sistemas.

Diseños especiales de las barras permiten su inserción aún en caso de graves deformaciones de los canales.

b.2. Instrumentación general

Para control de excursiones de reactividad se utilizan cámaras de fisión. Para control del flujo refrigerante primario se usan flujímetros electromagnéticos y la rotación de las bombas. La temperatura de entrada y salida del primario es observada a nivel de los intercambiadores primarios.

La ruptura de vainas es auscultada por detectores de neutrones retardados en el Na primario, decaimiento β en el Argón del recipiente del reactor y por prelevamiento de sodio a la salida de cada "assemblage".

Por termocuplas asociadas a cada assemblage se controlan los eventuales recalentamientos localizados.

La utilización de termocuplas Fe - Na (puntas de acero) simplifica enormemente el mantenimiento de las mismas.

V.3.c. Riesgos

En cuanto a los riesgos, sólo mostraremos aquí la tabla siguiente, ya que no hay razón para diferenciar los FBRs del resto de la industria nuclear (Rapport Hugon, 1981).

	ACCIDENTES MORTALES (TRABAJO)	ENFERMEDADES (TRABAJO)	MUERTES INDUCIDAS POR CONTAMINACION 10 ⁶ HAB.
CARBON	1	1 a 7	1 - 100
PETROLEO	0.2	0.002	1 - 100
NUCLEAR	0.4	0.8	0.01 - 0.1

Calculados para centrales de 1000 Mwe durante un año en Francia.

Similamente para U.S.A. se tiene en 1975 según la ref. /IC/.

COMBUSTIBLE	PRODUCCION ELECTRICA (x 10 ⁹ Kwh)	MUERTES (CALCULADAS)		PERSONAS ENFERMAS
		PROFESIONALES	NO PROFES.	
CARBON	844	69 - 1024	207 - 39168	3330 - 20000
PETROLEO	292	6 - 57	44 - 4400	530 - 4100
GAS NATURAL	297	3 - 13	-	180 - 1080
NUCLEAR	168	1 - 25	0.3 - 4	100 - 340
TOTAL	1061	79 - 1119	251 - 43572	4140 - 25000

A conclusiones similares se llega en la ref /SP/.

Para completar digamos que en Francia se estima en 70000/año las muertes originadas por el tabaco y entre 1 y 2/año por la industria nuclear /Tul/.

V.4. Tiempo de Compensación de la energía

Se entiende aquí por tiempo de compensación de la energía al necesario para que una central determinada produzca una energía equivalente a la consumida para su construcción, teniendo en cuenta la energía consumida en extraer el Uranio y en procesarlo, la energía consumida en la construcción de la central incluyendo la de obtención y fabricación de todos los materiales y componentes.

De la referencia /Gi/ hemos extraído la tabla siguiente

Tiempo de compensación de energía para centrales de 1000 Megawatts factor de carga 65% y vida útil 30 años

ENERGIA	T (AÑOS)
PWR	1.0
CARBON	2.0
FBR	1.0
FUSION (UMAK - III)	2.0 (*)
SOLAR	8.0 (*)

(*) Son valores estimativos

VI. SINTESIS

Hemos dado un panorama general de los reactores rápidos reproductores.

De la introducción y el capítulo II sabemos que un reactor reproductor fabrica en cierta forma más combustible del que consume y que los reactores rápidos se basan en el ciclo del Plutonio, lo que implica que el reprocesamiento es fundamental en esta línea.

Del capítulo III extraemos que el desarrollo de los FBRs pasa necesariamente por ciertas etapas tendientes a lograr el dominio completo de los problemas tecnológicos de las soluciones comerciales. Estas últimas convergen a los reactores del orden de los 1000 Mwe, refrigerados con Na líquido con circuito primario integrado y combustible en forma de óxido mixto.

La política americana ha frenado en buena parte el desarrollo de los FBRs pero Europa parece darle nuevos bríos y aprovechando el liderazgo francés en la materia cinco países han decidido aunar esfuerzos para acelerar los próximos pasos.

En los próximos años es posible la aparición de varias centrales de potencia en el orden mundial.

En el capítulo IV, completado con los anexos I, II, III y IV, hemos tomado contacto con la tecnología de los FBRs y observado que si bien requieren desarrollos importantes no es sino una extrapolación de lo que se ve en la industria nuclear "convencional".

La única novedad sería la tecnología del sodio.

En el capítulo V se han presentado las típicas bases de comparación con otras formas de energía. El costo del Kwh FBR es actualmente el doble que el nuclear convencional, aunque mucho más barato que el del petróleo y se espera en el futuro aproximarlos más al primero. Los costos fijos de las centrales son grandes. Los efectos ambientales y riesgos son mínimos como en toda la industria nuclear. El tiempo de compensación de energía inferior al de otras alternativas energéticas.

En cuanto a la utilización de recursos naturales su posición es muy buena ya que los FBR permiten, la utilización integral del Uranio natural, el aprovechamiento del U238 subproducto de las plantas de enriquecimiento, el quema total de Pu reciclado de los térmicos, etc.

Un modelo de evolución de un parque nucleoelectrico supuestamente similar al argentino de los próximos años incluido en el Anexo V nos muestra cuán importante es la entrada en servicio de este tipo de reactores en las próximas décadas para reducir los inventarios de Plutonio fuera de pilas.

VII. OPCIONES DE LA ARGENTINA EN RELACION CON LOS FBRs

Dado que muy probablemente los FBRs serán los reactores del siglo próximo, cabe preguntarse cuál es y cuál será la posición de la Argentina respecto de estos reactores y de los ciclos avanzados en general.

Por el momento sólo existe una actividad de seguimiento y evaluación de carácter puntual, ante inquietudes más o menos personales y/o aprovechando ciertas circunstancias favorables.

En algunos casos se ha mandado a profesionales de la CNEA en forma aislada a estudiar el tema en el extranjero y se han producido informes de puesta al día, como por ejemplo en el presente caso o en el informe /Co 1/ sobre el ciclo del torio.

En marzo de 1981 el Dr. Corcuera reconocía en un informe interno /Co 2/ cuatro niveles distintos para el seguimiento y la evaluación de las líneas de reactores de avanzada:

- a) La búsqueda bibliográfica simple (y tediosa).
- b) El seguimiento bibliográfico acompañado de extrapolaciones al contexto nacional mediante una metodología sencilla (ej. /Co 1/).
- c) El establecimiento de acuerdos comerciales con el eventual proveedor para obtener herramientas específicas de evaluación.
- d) La autosuficiencia evaluativa.

Señalando el carácter puntual de los dos primeros, ya que es difícil mantener una actividad de este tipo durante largo tiempo, y las grandes dificultades para lograr el último, recomendaba el tercero en el caso de un real interés comercial en el futuro.

Al margen de algunos párrafos en discursos y conferencias de prensa de las autoridades de la CNEA señalando que en el futuro se considerarán los FBRs, ninguna posición definida ha sido tomada hasta el momento:

Esperamos que la publicación de este informe sea la ocasión de considerarla, probablemente formando un panel multidisciplinario para analizar lo que en él se expone y lo que pueda aportarse desde otras áreas, para definir si los FBRs le interesan a la Argentina o no, y en caso afirmativo cual es la conducta a seguir.

Estas respuestas deberían además revisarse periódicamente a fin de adecuarlas a las últimas circunstancias

VII.1. Consideraciones del autor

Hasta aquí hemos tratado de dar un panorama objetivo de los Reactores

Rápidos. De su estudio hemos elaborado una opinión personal, cuya exposición puede servir a la toma de posición antes mencionada.

La mayoría de los países industrializados (a excepción de USA y Canadá) basa gran parte de sus expectativas de crecimiento y reposición del parque de generación eléctrica en el futuro cercano en los reactores rápidos reproductores.

Los primeros años del siglo próximo verán seguramente el nacimiento de muchos reactores de este tipo en Europa y Japón.

En Canadá y los EE.UU. por razones distintas esto no será probablemente así, pero debemos tener en cuenta que el problema de reducción de recursos naturales es mucho menos acuciante en estos países que en los primeros.

La Argentina del siglo próximo se verá enfrentada a una disminución de recursos energéticos si pretende un desarrollo sostenido y pujante de su industria. La opción de los FBRs deberá ser adoptada tarde o temprano por nuestro país.

En el interin hasta que ello llegue, se podría seguir con el método de seguimiento actual hasta que, una década antes de la llegada del primer FBR se pase al tercer nivel (C) antes citado. Esta sería una posición correcta si se quiere comprar llave en mano, sin participación en la evaluación.

Señalemos que para la compra llave en mano de Atucha I los estudios evaluativos fueron hechos en gran parte de manera independiente por el personal de CNEA gracias a la importante capacitación y experiencia previamente adquirida durante casi veinte años. En este caso la CNEA había alcanzado el nivel d) en la clasificación de Corcuera.

En el caso de la compra de un FBR en el siglo próximo las cosas serán mucho más difíciles: las reticencias de los países desarrollados a la transferencia de tecnologías se van haciendo cada vez más evidentes, y lo serán aún más en el campo de los FBRs, por su condición de tecnología de punta y por su relación con el Plutonio y la temida proliferación nuclear. Los estudios evaluativos se harán muy probablemente semidirigidos por el proveedor, lo que significa un retraso respecto de Atucha I. (Incluso volver al esquema Atucha I sería ya un retraso para la CNEA).

Debemos tener en cuenta además que no es el FBR sólo lo que interesa sino el ciclo de combustible asociado, ya que es inútil producir más Plutonio del que se consume si no se lo va a reprocesar y reciclar.

La otra opción que se presenta es la de lograr un nivel autosuficiente general, no sólo en evaluación.

En efecto, la autosuficiencia en evaluación es difícil de alcanzar a

corto plazo por sí sola, pero puede ser lograda a largo plazo dentro de una capacidad amplia en la materia, adquirida gradualmente en el marco de un proyecto de I y D de largo aliento. Esa es una de las enseñanzas que el resumen histórico del capítulo III nos ha dejado.

Como consecuencia lógica de tal proyecto, no sólo habría evaluación independiente de las futuras grandes centrales, sino que el país participaría amplia y, por qué no, intensamente en el desarrollo y construcción de las mismas.

Un proyecto de I y D de esta naturaleza debe contar con hitos fundamentales que no pueden ser obviados.

- 1- El desarrollo de una planta de reprocesamiento de combustibles irradiados de centrales térmicas.
- 2- El desarrollo de una planta de combustibles mixtos.
- 3- La concepción, diseño, construcción y operación de una facilidad crítica rápida, para ser usada en apoyo de investigación básica fundamentalmente.
- 4- El desarrollo de la tecnología de componentes de circuitos de Na líquido.
- 5- La concepción, diseño, construcción y operación de un reactor rápido experimental, para ser usado principalmente en test de combustible de reactores de potencia, daños por radiación, entrenamiento de operación y apoyo de la investigación básica.
- 6- El desarrollo de una planta piloto de reprocesamiento de combustibles de centrales rápidas.
- 7- Los estudios de evaluación y la participación activa en el desarrollo y construcción de la primera de una serie de centrales de potencia.

Otros puntos de menor importancia podrían ser agregados, pero el esqueleto fundamental sería el que acabamos de presentar.

Los dos primeros puntos se encuentran ya avanzados en nuestro país pues no son excluyentes de la línea de reactores rápidos. Cabría darles tal vez una mayor amplitud y apoyo en el momento oportuno. Todos los restantes deben ser decididos.

Tengamos en cuenta que la facilidad crítica del punto 3 necesitará una decena de años antes de ver la luz. En ese momento, paralelamente se debería comenzar con el punto 4, lo cual conduciría a la concepción y diseño del reactor experimental a principios del lustro siguiente, requiriéndose aproximada-

mente otro período igual para su construcción.

El punto 6 podría comenzarse entonces y recién después de otros 5 años se estaría en condiciones de lanzar el punto 7 (Evidentemente pre-estudios serios pueden ser encarados algún tiempo antes).

Teniendo en cuenta un período de 5 a 10 años entre ese momento y la entrada en operación de la central de potencia hemos redondeado entre 30 y 35 años. No debe esto parecernos excesivo, la prueba de ello es el desarrollo de la línea francesa, que demandó para las mismas etapas unos 25 años, y la línea inglesa que hasta el punto 6 inclusive ha invertido otros tantos.

Evidentemente es inútil quemar etapas, ya que la ausencia de una facilidad crítica dificultaría enormemente el desarrollo del reactor experimental; la ausencia de éste último implicaría no haber llegado a la madurez en el área y si no se desarrolla la planta de reprocesamiento de combustible y material fértil de los rápidos (punto 6) es inútil introducirse en la línea de FBRs, etc.

Resumiendo, la Argentina debe replantearse periódicamente su posición respecto de los FBRs, y adoptar una de estas tres posiciones.

- a) Los FBRs no le interesan a la Argentina
- b) Los FBRs le interesan a la Argentina pero el país considera que no puede permitirse dominar su tecnología, y la importará en el momento oportuno.
- c) Los FBRs le interesan a la Argentina y se quiere participar en la tecnología de los mismos.

Si la posición adoptada es a), el asunto se archivará hasta un nuevo replanteamiento de la situación.

Si la posición es b) bastará saber una decena de años antes cuándo se comenzará con esta línea.

Si la posición es c) se debe comenzar a actuar consecuentemente unas tres décadas antes.

En nuestra opinión la posición a) debe ser descartada ya que tarde o temprano la Argentina del siglo próximo se verá enfrentada a una mayor demanda de energía y una menor disponibilidad de reservas, con lo que caerá en la necesidad de los FBRs, por lo que una de las dos opciones b) ó c) deberán ser tomadas; la pregunta es ¿cuándo?.

El modelo evolutivo del ANEXO V nos indica que cuatro o cinco FBRs podrían ser abastecidos en el país antes del 2020, lo que indica que de no entrar en la línea de rápidos antes de esa fecha habremos desperdiciado más de 35 Tons de Pu y habremos retrasado el establecimiento del equilibrio que debe existir en

tre el n°de FBRs y HWRs del conjunto.

Considerando los tiempos de antelación antes expuestos llegamos a la conclusión que es en nuestros días cuando las decisiones deben ser tomadas.

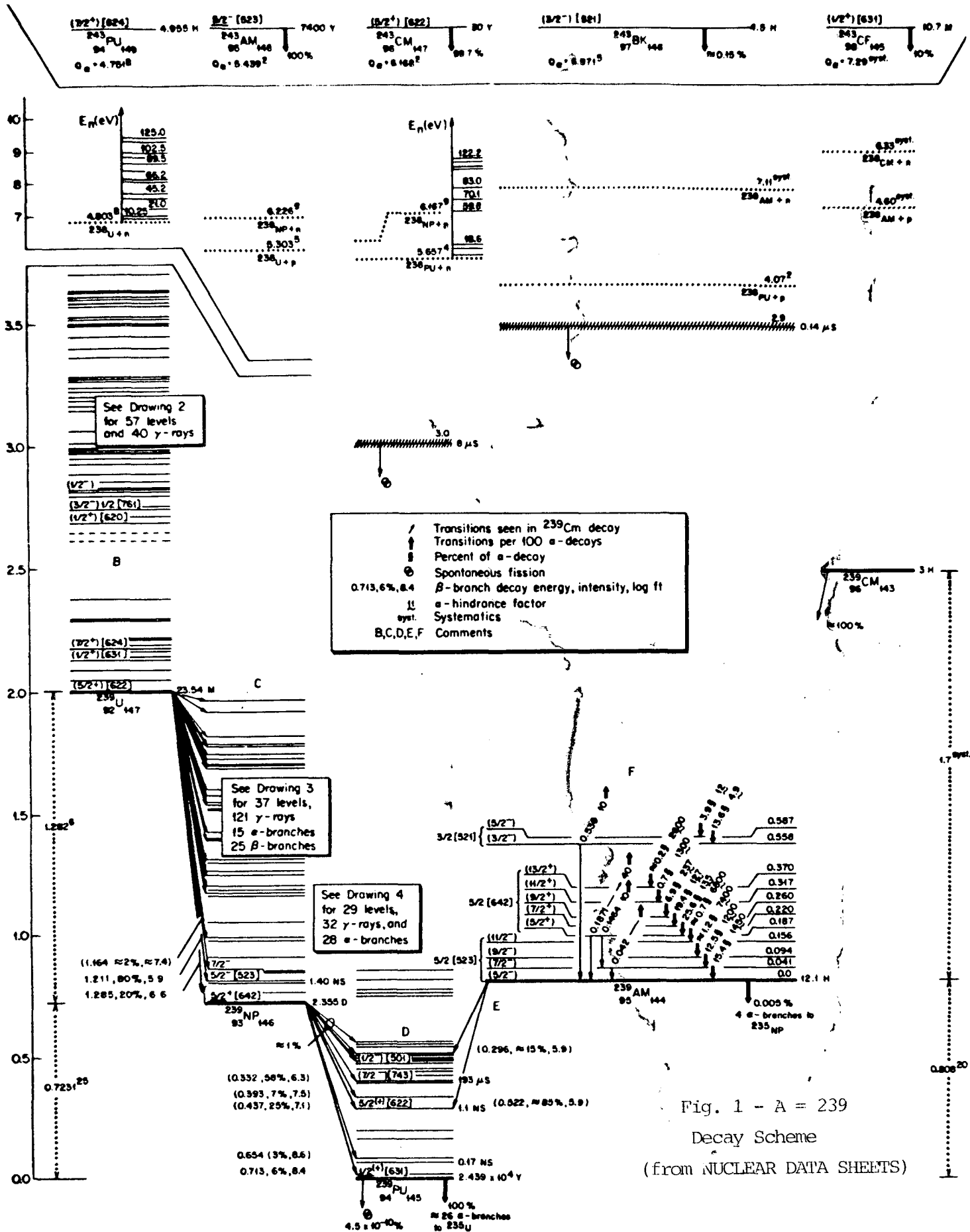
La coyuntura actual puede impulsar a abrazar la posición b, pero la posición c es la que garantiza los mejores resultados ya que "...si somos un país con esperanza tendremos que mirar hacia adelante, superando la minúscula contingencia de la coyuntura..." /Al/.

En el ANEXO VI damos una idea de la posible implementación de las primeras etapas a cumplir. Puede allí verse que el plan es modesto en sus comienzos y va creciendo poco a poco, de manera que en caso de ser comenzado ahora, las primeras grandes inversiones específicas se producirían a principios de la próxima década.

REFERENCIAS

- /Ar/ H. Arévalo et al: "Estudio de factibilidad técnica y económica sobre el uso de elementos combustibles mixtos en las centrales nucleoelectricas argentinas".
Inf. Téc. Ch 25/80 (1980)
- /Al/ R. Alfonsín: "Discurso presidencial" del 17/12/84 - Diario Clarín
18/12/84, pág. 2.
- /Ba/ J.Y. Barré: "Physique des Reacteurs à Neutrons Rapides"
Rapport DRE/SPNR/77/010/JYB/BLE (1977)
- /Bi/ C. Biondo: Energía Nuclear 13, (1983)
- /Bu/ Bussac-Reuss: "Traité de Neutronique" Hermann (1978)
- /Ca/ R. Campbell: J. Brit. Nucl. En. Soc, 12 (1973)
- /Ce/ CEA: Rapport Annuel (1983)
- /Ci/ Servicio informativo del C.I.E. - Febrero (1976)
- /Co1/ R. Corcuera: "Elementos para la evaluación del potencial del ciclo del Thorio en Argentina". CNEA - (1981)
- /Co2/ R. Corcuera: "Actividad de Seguimiento y evaluación de reactores de Potencia avanzados y ciclos de combustible alternativos" (No publicado) Marzo (1981).
- /Cr1/ M. Crespi: Interciencia, 4 (1979)
- /Cr2/ M. Crespi: Informe energético 8 (1981)
- /DR/ DRNR: Rapport Sur Masurca (1978)
- /Ei/ Executive Intelligence Review - Aug (1983)
- /En/ Energ'Hic - Sté Sebastien (France) N°37 y 38 (1983)
- /Hä/ W. Häfele - "Proc. of IAEA Symp. on Design Construction and operating experience of demonstration LMFBRs", Bologna (1978).
- /Gh1/ C.J.Gho - "Homogeneisation du coefficient de Diffusion: influence de la modelisation et du laplacien pour les reacteurs de puissance et les maquettes critiques" Thèse Docteur-Ingenieur USM-Grenoble (1983)
- /Gh2/ C.J.Gho et al: "Etude de modifications de conception d'un reacteur rapide par rapport à SPx1"
2 ème Partie - Mechanique - INSTN Génie Atomique DRNR/SEDC Cadarache (1981).
- /Gh3/ C.J.Gho et al: Id ant 1^{ere} Partie - Neutronique
- /Gi/ J. Gilbertson: "The World energy equation in 1983" - World Composition Services INC (1983).
- /In/ INSEE - Institut National de Statistiques et Enquêtes Francia (1982)

- /Je/ E. Jeffs - Energy International 16 (7) - (1979)
- /Ju/ A. Judd - "Fast Breeder Reactors" - Pergamon Press (1981)
- /LC/ Le concours medical - Supplément au N°47 (1979)
- /Ma1/ R. Marouby - "Cours de Technologie des reacteurs: les reacteurs
surrégénérateurs" - INPG - Grenoble 1977
- /Ma2/ R. Masters - "Comment" - Nucl. Eng.Int - Feb. (1984)
- /Me1/ J. Meguy - "Role passé et présent des reacteurs rapides"
IAEA - SM - 225/72 (1978)
- /Me2/ M. Meinel-A. Meinel - Annals of Nucl. En. 10 (3/4) (1983)
- /NE/ Nuclear Engineering Supplement Vol 27 N°330 Aug. (1982)
- /Ri/ G. Rimpault "Etude de l'effet en reactivité de vidange de Na dans les
expériences critiques à neutrons rapides. Transposition
aux reacteurs de puissance"
Thèse Docteur - Ingénieur U. de Provence (1979)
- /Sa/ M. Salvatores - Comunicación personal (1984)
- /Sp/ M. Spangler - Ann. Nucl. Energy 10 (3/4) (1983)
- /To/ K. Tomabechi - "Past and present role of FBRs in Japan"
IAEA - SM - 225/76 (1978)
- /Tu/ P. Tubiana - Colloque sur les risques sanitaires - Paris (1980)
- /Va/ A. Vasile - Comunicación personal (1984)
- /Za/ C. Zaleski - Nuclear Energy 22 (3) (1983)



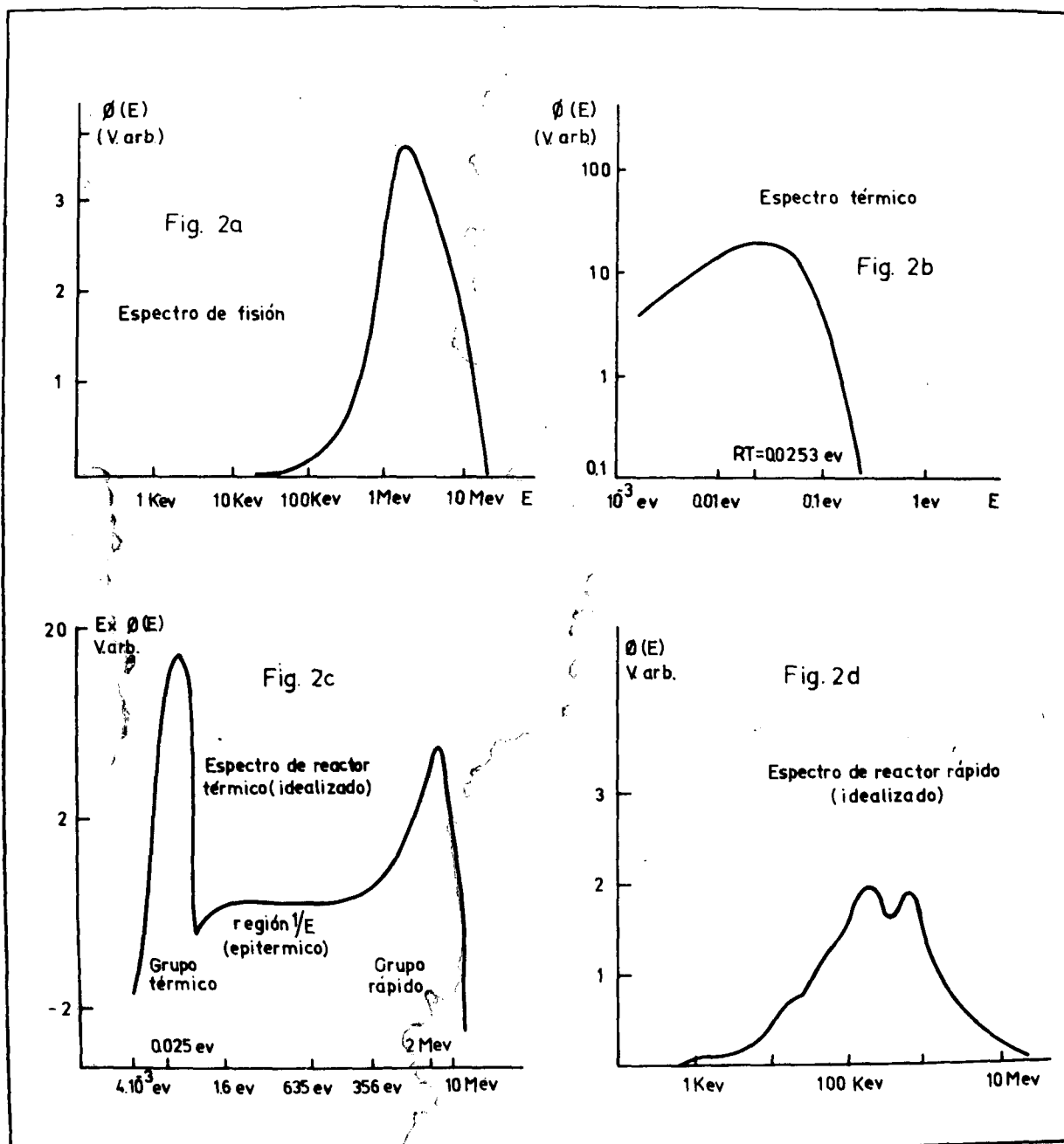


Figura 2.- Espectros neutrónicos típicos.

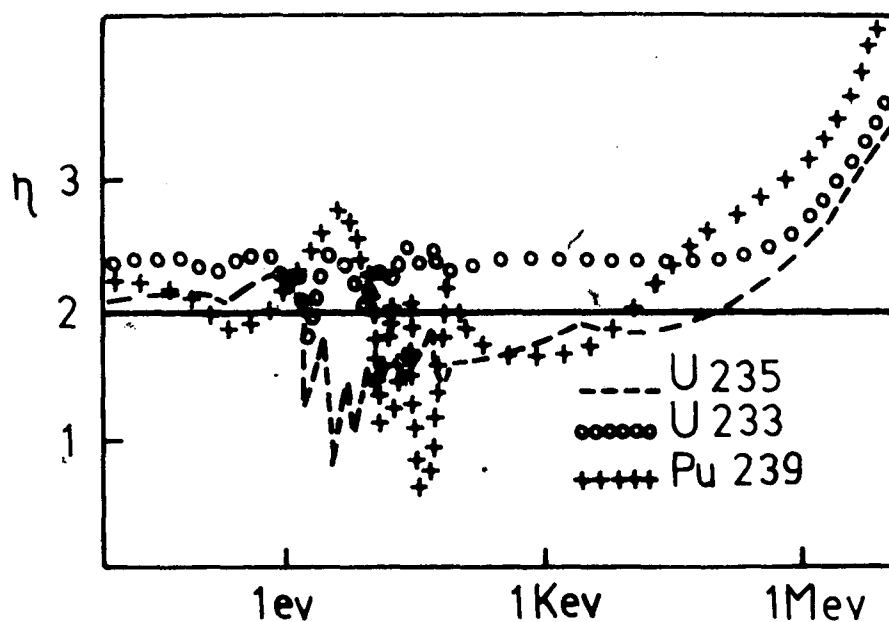


Fig 3 - η vs. Energía del neutrón

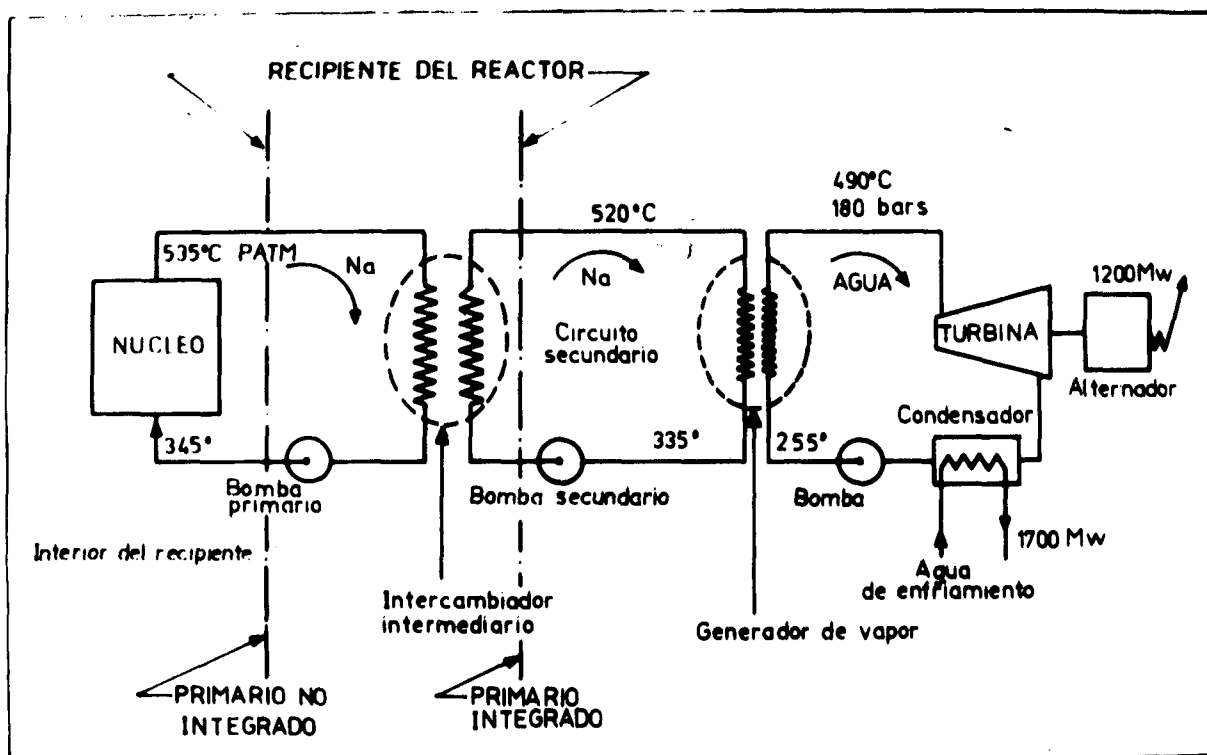


Fig. 4.- Esquema de circuitos de Na y vapor en SPx-1

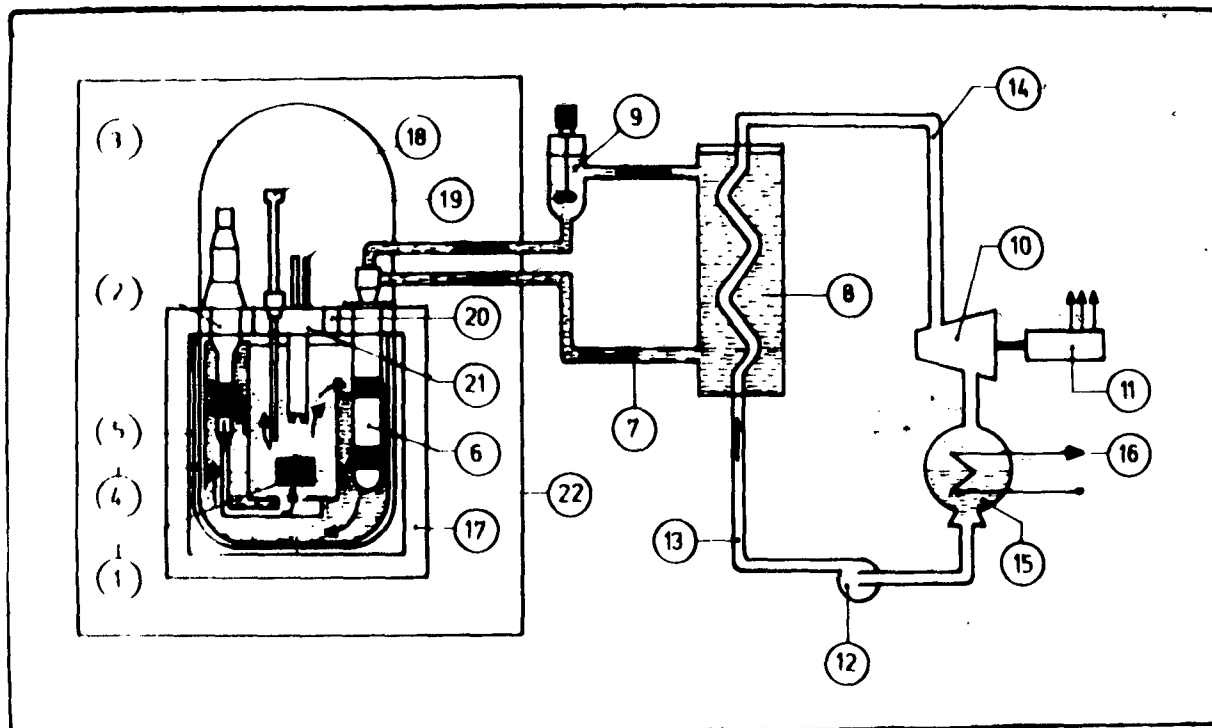


Fig. 5.- Reactor Rápido Reprodutor tipo integrado ("pool")
Esquema de principio

- | | |
|-------------------------------------|--|
| 1.-Núcleo del reactor | 13.-Circuito de agua |
| 2.-Bomba circuito primario | 14.-Circuito de vapor |
| 3.-Cúpula | 15.-Condensador |
| 4.-Recipiente principal | 16.-Agua para refrigeración del condensador |
| 5.-Recipiente auxiliar de seguridad | 17.-Concreto reforzado |
| 6.-Intercambiador intermediario | 18.-Máquina de transferencias en mantenimiento |
| 7.-Circuito secundario | 19.-Barras de control |
| 8.-Generador de vapor | 20.-Gran tapón giratorio |
| 9.-Bomba circuito secundario | 21.-Pequeño tapón giratorio |
| 10.-Turbina | 22.-Edificio del reactor |
| 11.-Alternador | |
| 12.-Bomba circulación agua | |

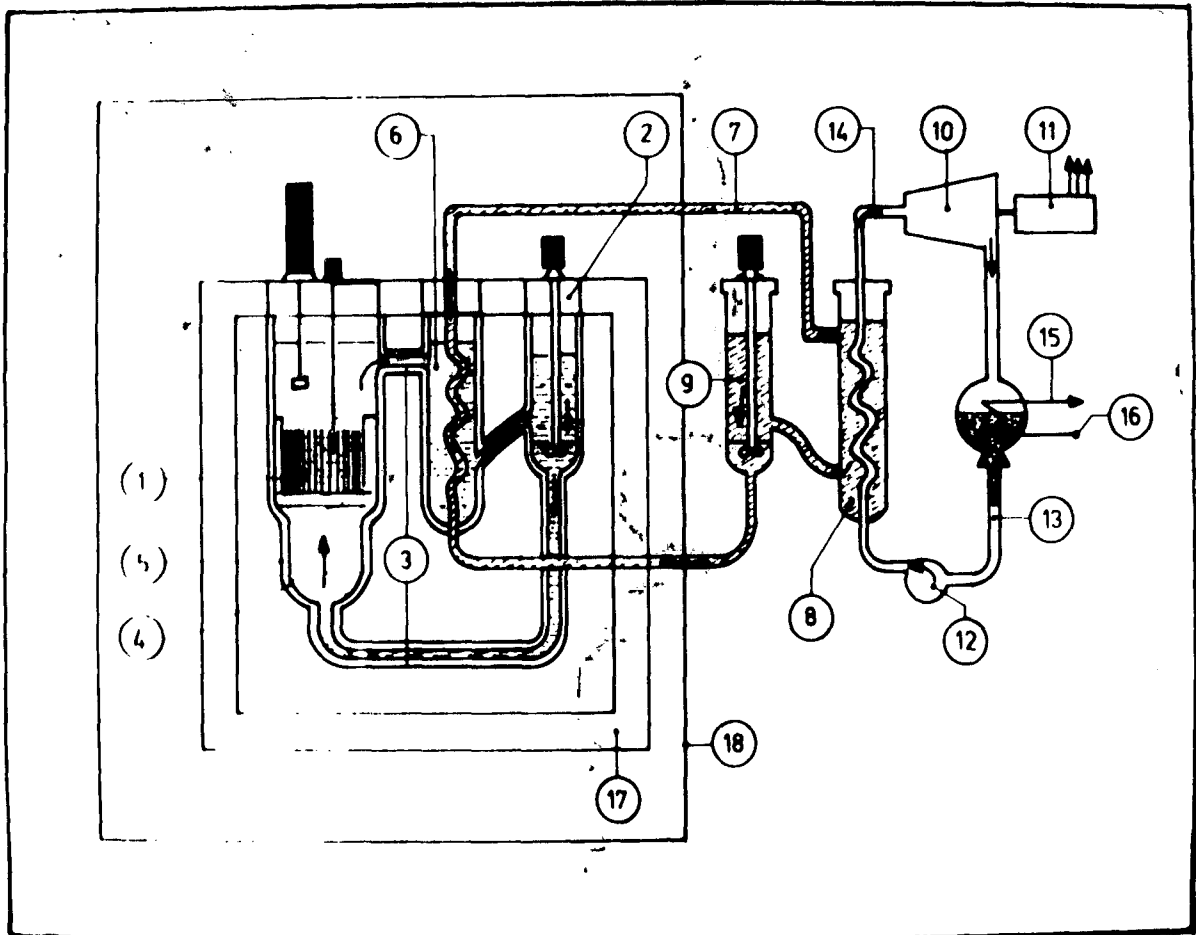


Fig. 6.- Reactor Pápido Reprodutor tipo "pool":
Esquema de principio

- | | |
|---------------------------------------|--|
| 1.-Núcleo del Reactor | 11.-Alternador |
| 2.-Bomba del primario | 12.-Bomba del circuito
agua/vapor |
| 3.-Circuito primario | 13.-Circuito agua |
| 4.-Recipiente principal | 14.-Circuito vapor |
| 5.-Recipiente y forro de
seguridad | 15.-Condensador |
| 6.-Intercambiador intermedio | 16.-Agua de refrigeración
del condensador |
| 7.-Circuito secundario | 17.-Concreto reforzado |
| 8.-Generador de vapor | 18.-Edificio del reactor |
| 9.-Bomba del secundario | |
| 10.-Turbina | |

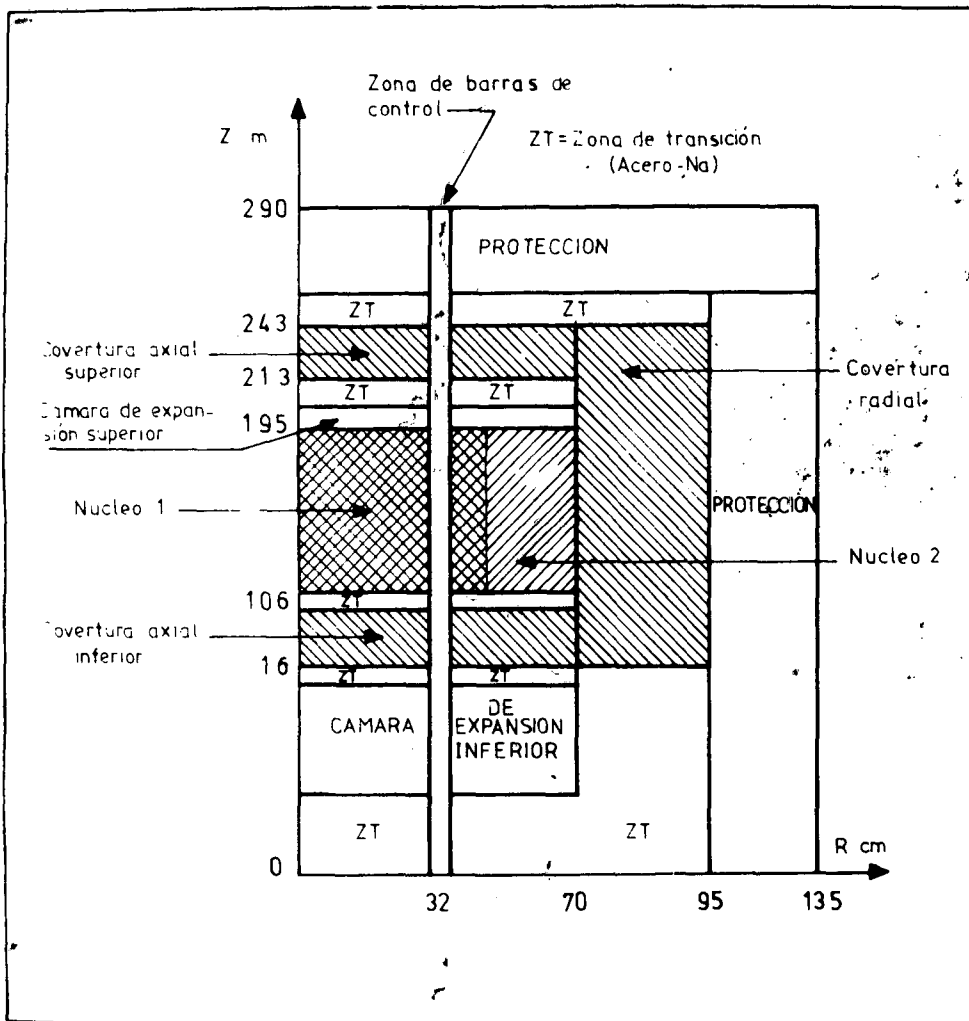


Fig. 7.-Corte longitudinal del núcleo de un FBR (Phenix)

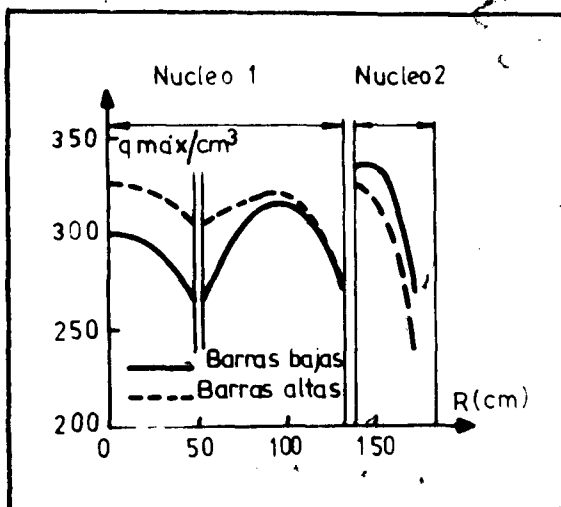


Fig. 8.-Distribución radial de potencia en presencia de un doble anillo de barras de control (Superphenix 1)

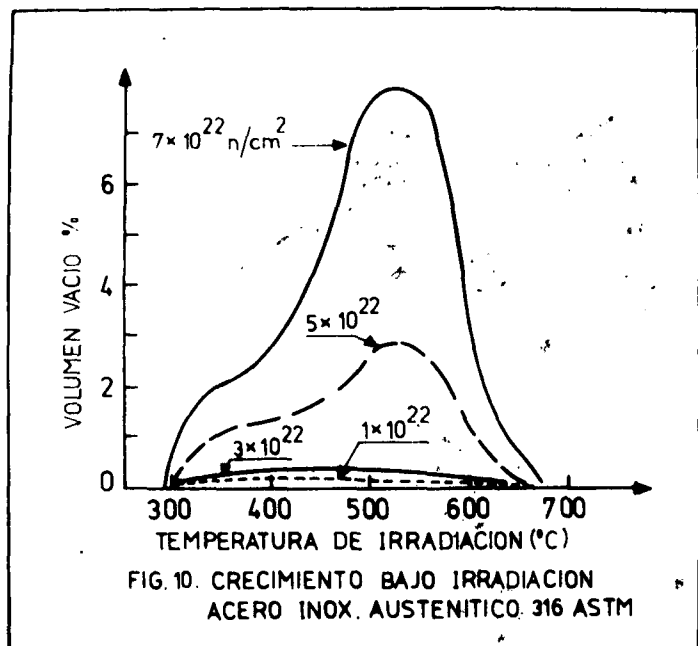
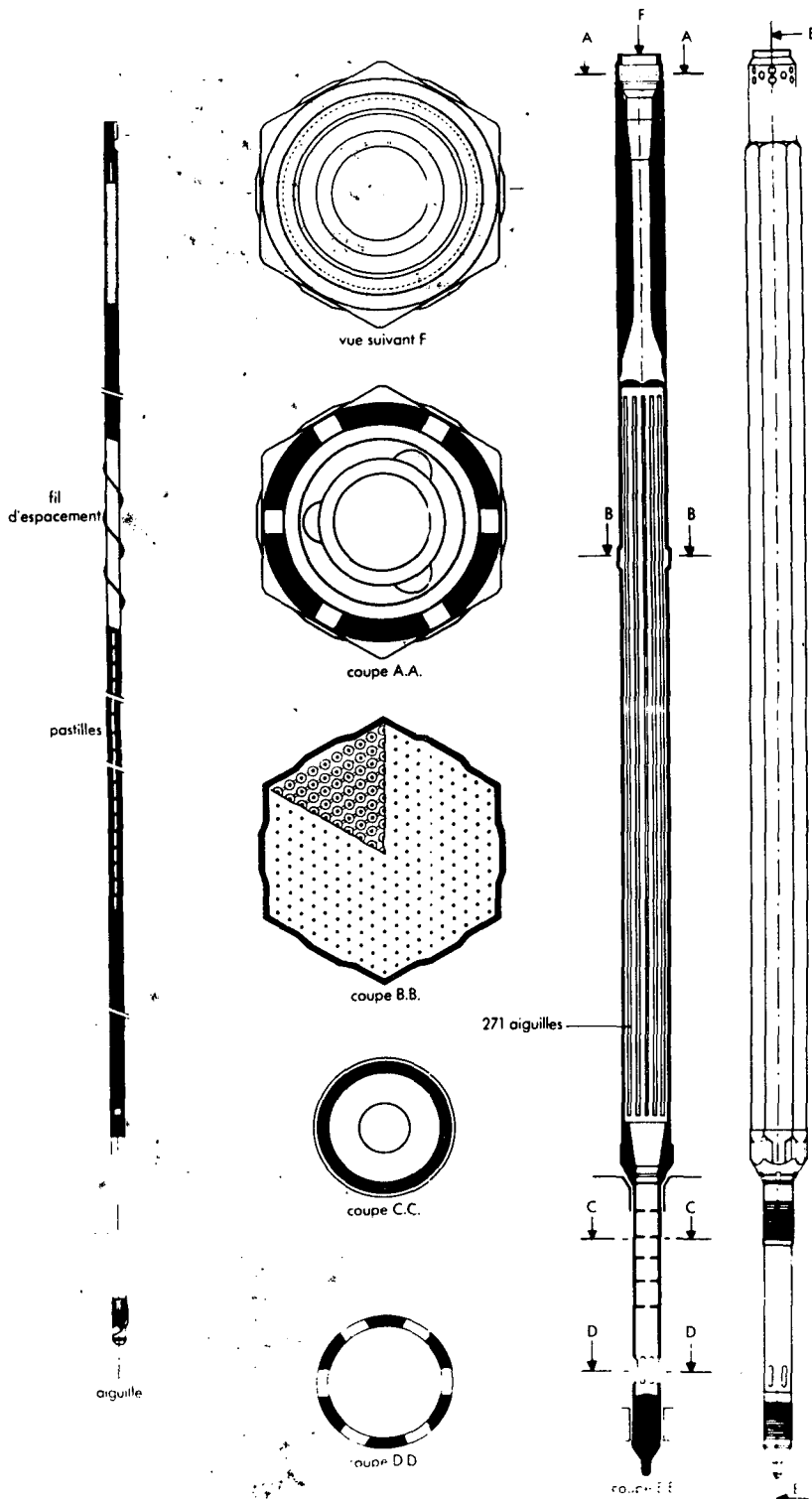


FIG. 10. CRECIMIENTO BAJO IRRADIACION ACERO INOX. AUSTENITICO 316 ASTM

Fig. 9.- Superphenix 1 /DR/

assemblage combustible

Se pueden observar:

- El alambre helicoidal de espaciamiento (fil d'espacement) para asegurar que el espacio entre las barras combustibles (aiguilles) no se cierre
- Las placas de separación entre assemblages (posición B)
- La distribución hexagonal de la 271 barras combustibles en el interior del assemblage. (coupe B.B.)
- Los orificios de entrada (D) y de salida (F) del sodio de refrigeración

ANEXO I. LA CENTRAL SUPERPHENIX

Nos ha parecido de utilidad hacer una descripción de las características técnicas más importantes de Superphenix 1 (SPx1) ya que es el primer reactor comercial FBR de la historia. Su primera criticidad está prevista para comienzos de 1985 y su conexión definitiva a la red se hará hacia fines de ese año.

SPx1 es el fruto de la colaboración de tres países, Francia, Italia y Alemania.

El arquitecto y explotador de SPx1 es una sociedad llamada NERSA con la distribución accionaria siguiente:

- 51% para EDF (Electricité de France)
- 33% para ENEL (Compañía de Electricidad Italiana)
- 16% para SBK (Sociedad formada principalmente por RWE, Compañía Alemana de Electricidad, y con participación minoritaria de los productores de energía eléctrica belga, holandés e inglés).

Una sociedad paralela a NERSA llamada ESK, donde las participaciones de EDF y RWE han sido invertidas realizará en Alemania Federal la central SNR2 de diseño alemán, tipo "loop".

La realización de SPx1 ha sido conducida por NOVATOME, empresa filial común del CEA (Commissariat a l'Energie Atomique) y de industrias privadas.

El CEA es el responsable de la Investigación y Desarrollo del proyecto y de los ensayos de calificación. Las patentes comerciales son de su propiedad.

La I y D se realizan en el seno del DRNS (Departamento de Reactores a Neutrones Rápidos) que ocupa una 500 personas.

Damos a continuación la ficha técnica de la central y algunos esquemas peculiares de la misma

FICHA TECNICA DE SPx1

- GENERALIDADES

. Tipo de reactor	. Rápido reproductor
	. Integrado
	. Refrigerado por sodio
. Utilización prevista	Generación eléctrica
. Potencia nominal térmica	3000 Mwe
. Potencia eléctrica bruta	1242 Mwe
. Potencia eléctrica neta	1174 Mwe
. Cantidad de grupos turbo alternadores	2
. Régimen nominal	3000 r.p.m.
. Utilización anual nominal (factor de carga)	6600 h (75%)

- COMBUSTIBLES

. Composición	Oxido mixto sinterizado $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$
. Enriquecimiento medio	15% en volumen
. Masa de Pu 239 equivalente	4800 Kg
. Ganancia de regeneración	0.24
. Quemado (objetivo)	70.000/100.000 Mwd/ton

- ASSEMBLAGES (ELEMENTOS) COMBUSTIBLES

. Cantidad total	364
. Zona central (bajo enriq.)	193
. Zona periférica (alto enriq)	171
. N°de agujas por assemblage	271
. Largo total de las agujas	2700 mm
. Largo total del assemblage	5400 mm
. Material de las vainas	Acero inoxidable
. Temperatura máxima nominal de vaina	620 °C

- ASSEMBLAGES FERTILES (pantalla radial)

. Número de assemblages	233
. Número de agujas/Ass	91
. Longitud total de agujas	1950 mm
. Longitud total del Assem.	5400 mm
. Material de las vainas	Acero inoxidable

- ASSEMBLAGES DE CONTROL

. Cantidad de barras de control	21
. Cantidad de agujas/Ass	31
. Longitud de la aguja	1300 mm
. Vainas	Acero inox.
. SAC (Sistema de parada complementario)	3 barras
. Cantidad de elementos que componen cada barra de SAC	-3

- RECIPIENTE DEL REACTOR

. Forma	cilíndrica con fondo toro esférico
. Diámetro exterior	21.000 mm
. Diámetro interior	19.500 mm
. Metal	acero inox.

- CIRCUITO PRIMARIO

. Fluido	Sodio
. Masa total	3250 tons
. Caudal nominal	4 x 4.10 tons/sec.
. Temperatura de salida de los intercambiadores	392 °C
. Temperatura de entrada en el núcleo	395 °C
. Temperatura de salida del núcleo	545 °C
. Temperatura de entrada en el intercambiador	542 °C

- CIRCUITOS SECUNDARIOS

. N° de loops	4
. Fluído	Sodio
. Masa total	1500 tons
. Caudal nominal	4 x 3.27 tons/sec
. Temperatura de entrada en intercambiador <u>pri</u> mario y salida de <u>gene</u> rador de vapor	345 °C
. Temperatura de salida de intercambiador <u>pri</u> rio y entrada de <u>gene</u> rador de vapor	525 °C

- CIRCUITOS AGUA-VAPOR

. N° de loops	4
. Temperatura entrada agua en G.V.	237 °C
. Temperatura de vapor a la admisión de las <u>tur</u> binas	487 °C
. Presión del agua a la entrada de los <u>generado</u> res de vapor	218 bar
. Presión del vapor a la admisión de las turbinas	177 bar
. Caudal nominal	4 x 340 Kg/sec

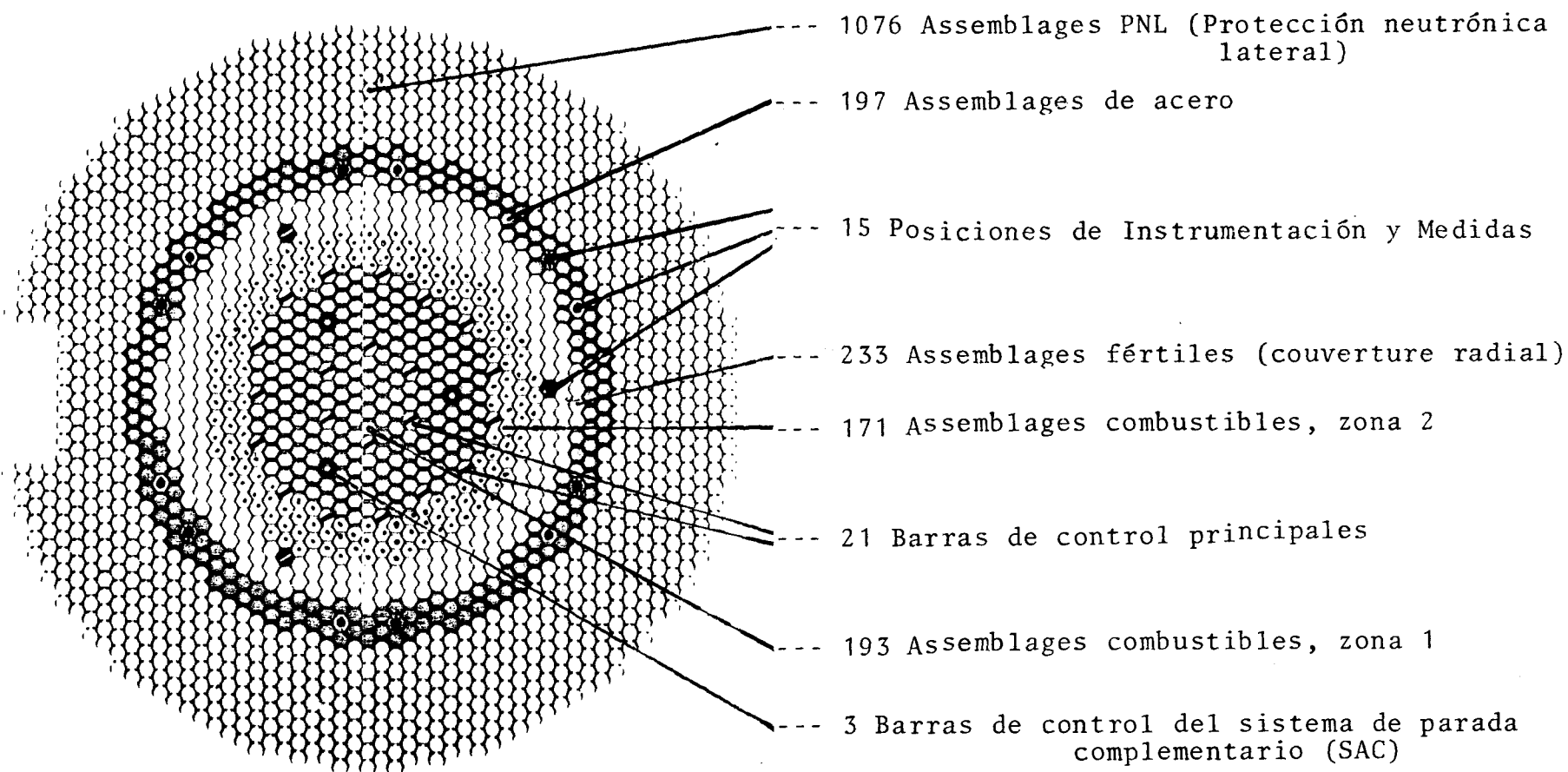


Fig. A-I.1 Núcleo de Superphenix 1, configuración nominal, vista en planta

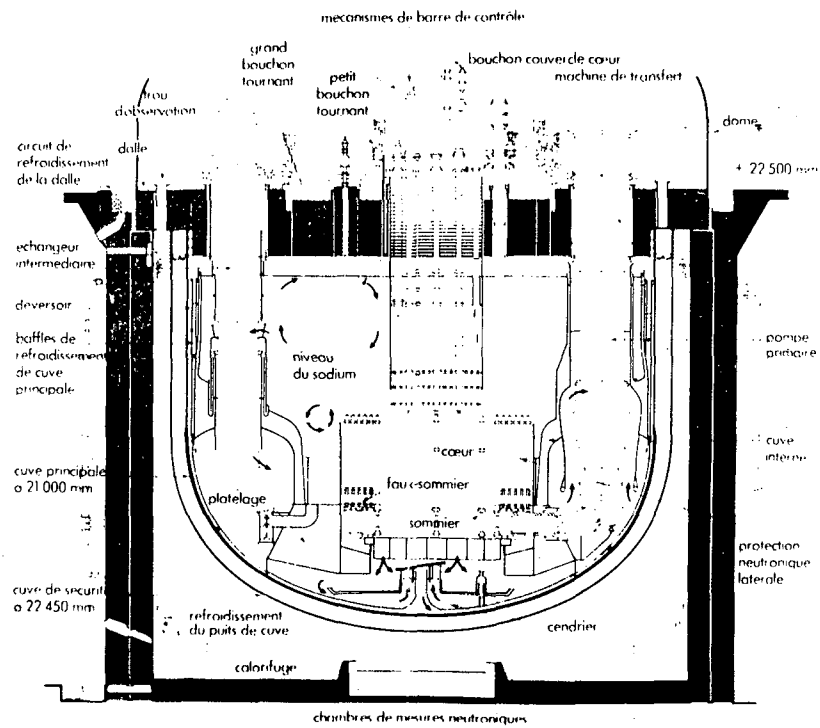


Fig. A-I.2a Superphenix1 /DR/ Interior del reactor

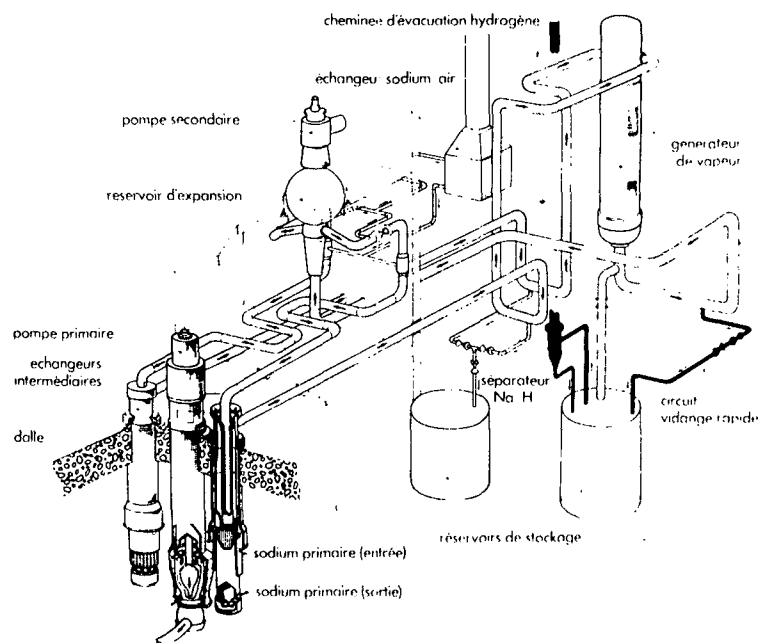


Fig. A-I.2b Superphenix1 /DR/ Principales circuitos de emergencia.

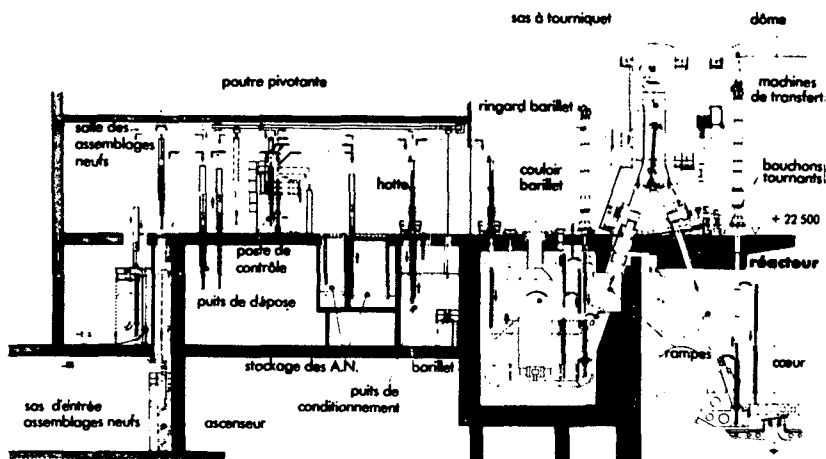


Fig. A-I.3a: Superphenix1 /DR/ Itinerario de carga del combustible fresco

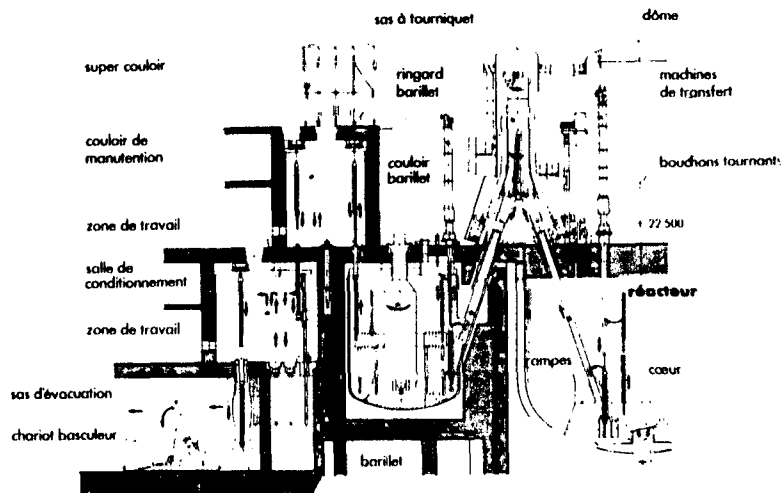


Fig. A-I.3b: Superphenix1 /DR/ Itinerario de descarga del combustible irradiado

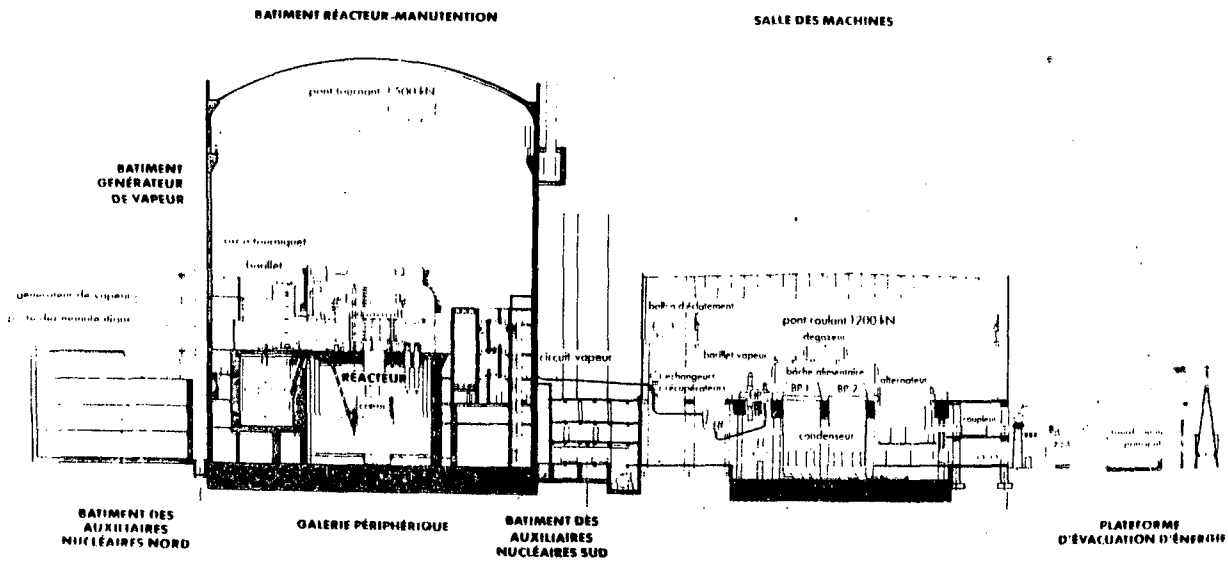


Fig. A-I.4a Superphenix1 /DR/ Corte longitudinal Norte-Sur de la central

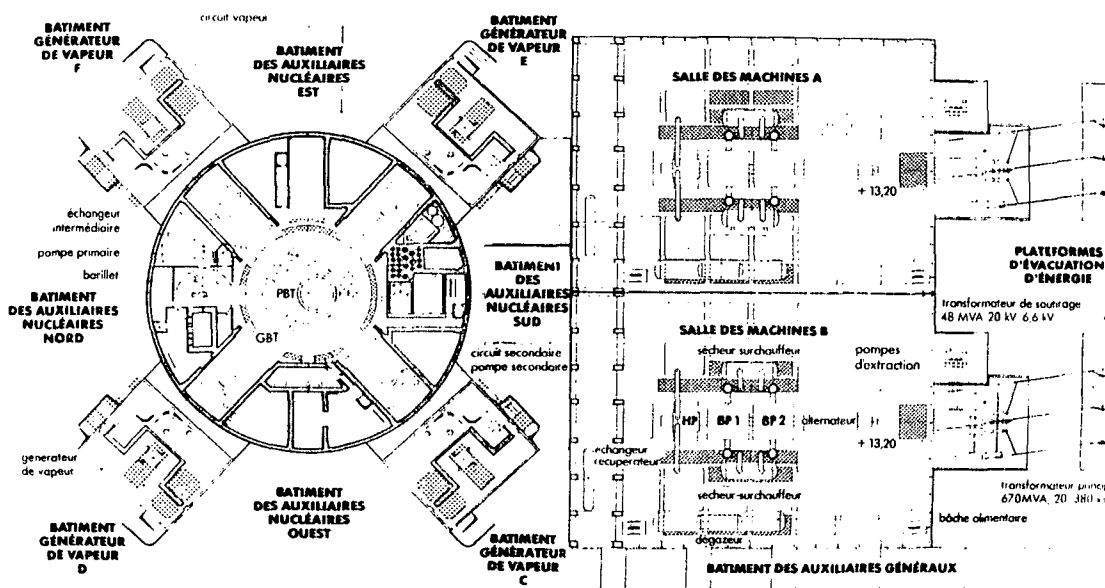


Fig. A-I.4b Superphenix1 /DR/ Vista en planta de la central a la cota 22.50

ANEXO II. MASURCA (MAquette SURgenerateur CAdarache) /DR//Sa/

AII.1. Objetivos y programa experimental

La facilidad crítica MASURCA forma parte de los medios experimentales del DRNR (Departamento de Reactores a Neutrones Rápidos) en Cadarache, Francia.

Desde 1966 contribuye a la puesta a punto y mejoramiento de los métodos de cálculo neutrónico utilizados para los proyectos de núcleos de reactores rápidos.

Entre 1966 y 1973 el programa experimental R-Z permitió el desarrollo del "formulario" CARNAVAL III, utilizado para la concepción y estudio del reactor PHENIX.

(Se entiende por "formulario" el conjunto de datos nucleares calificados y corregidos y los métodos de cálculo aplicados a un proyecto).

Entre 1973 y 1977 el programa PLUTO permitió establecer el formulario CARNAVAL IV especialmente adaptado a Superphenix I.

En 1975 el programa experimental PECORE sirvió para el estudio de los problemas neutrónicos relacionados con el reactor italiano PEC.

Paralelamente MASURCA sirve como banco de ensayo para la preparación y puesta a punto de técnicas utilizadas en el arranque de reactores rápidos de potencia; el test de detectores, instrumentación y métodos de medida.

En los últimos años el programa RACINE (con sus varias etapas) ha sido concebido y realizado en el ámbito del Acuerdo CEA (Francia) ENEA-(Italia)-DEBENE (Alemania-Bélgica-Holanda).

Racine es el estudio de los parámetros neutrónicos de los núcleos heterogéneos, con una parte fisible central rodeada de uno o dos anillos fértiles. (El concepto de núcleo heterogéneo implica la coexistencia de elementos combustibles fisiles y fértiles).

El núcleo tiene 90 cm de alto con un radio crítico de 90 cm a 130 cm según la posición, el espesor y el número de anillos fértiles.

Los parámetros medidos son el tamaño crítico, el efecto de reactividad por vacío de sodio /Ri//GH1/ las distribuciones de tasas de reacción (que permiten obtener distribuciones de potencia y la ganancia de regeneración), la distribución espectral de los neutrones, la antireactividad de barras, etc.

En estos momentos se inicia una nueva etapa de RACINE y se comienzan los preparativos para un nuevo programa conjunto con la UKAEA (Reino Unido).

AII.2. Los materiales del núcleo

Los diferentes constituyentes del núcleo a estudiar se disponen en prismas rectos de base cuadrada (regletas) o circular de 1/2 pulgada de diámetro y 4 u 8 pulgadas de altura. Estas dimensiones son compatibles con las de la mayoría de las instalaciones similares existentes en el mundo SNEAK p.ej.):

- . Ciertos constituyentes de los anillos fértiles se disponen en regletas o bloques de dimensiones mayores.
- . El plutonio se encuentra en forma de pastillas de óxido mixto $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ al interior de regletas cilíndricas con vainas de acero inoxidable.
- . El uranio natural y el enriquecido se encuentra en barras metálicas revestidas de níquel.
- . El sodio está dispuesto en regletas envainadas en acero inoxidable.

AII.3 El Reactor

Las barras, regletas y bloques del núcleo y los anillos fértiles son ensamblados dentro de tubos de 4 pulgadas de lado

por 3 m de altura, que son suspendidos verticalmente uno junto a los otros colgados de una placa horizontal de acero solidaria a una estructura de cemento armado. El haz de tubos se inscribe en un cilindro de 3.8 m diámetro, lo que permite la realización de esquemas de hasta 6000 litros.

Para constituir un núcleo, los tubos son cargados desde abajo lo que evita que la caída eventual de uno de ellos durante la carga ocasione un pico de reactividad.

La velocidad de subida se limita para que el aumento de reactividad sea inferior a 5¢/sec.

El control está asegurado por barras de comando (en número variable según el experimento) que toman lugar de algunos tubos. La originalidad de estas barras reside en estar formadas por material absorbente en la parte superior y combustible en la inferior. Durante la carga ciertas barras se encuentran completamente extraídas y listas a caer ante requerimientos de seguridad.

La refrigeración es por aire en circuito abierto que se eyecta en la atmósfera previo paso por filtros absolutos.

La máxima potencia nominal es 5 Kw.

El núcleo está rodeado por una protección biológica de cemento pesado. El conjunto está en el seno de un recinto metálico de confinamiento en ligera depresión con respecto a la atmósfera.

AII.4. Dispositivos experimentales

El núcleo está equipado de un canal radial y de canales axiales a demanda del usuario. Gracias a dispositivos especiales se pueden introducir y desplazar en ellos las cámaras de fisión.

Un permutador de posición permite desplazar axialmente un tubo determinado 1/4 de su altura, sistema utilizado en la medida del coeficiente de reactividad de muestras por el método de oscilaciones.

Las barras de comando, de valor inferior o igual a $\beta_{eff}/2$ son también usadas para medidas de reactividad, previa calibración por el típico método "Rod-drop".

La instrumentación y electrónica asociadas son las tradicionales. En particular se tienen:

Siete cadenas neutrónicas de control- comando y dos cadenas de gran eficiencia para seguimiento de las evoluciones del flujo neutrónico.

Cámaras de fisión particulares equipadas de depósitos de isótopos determinados para mediciones puntuales de tasas de reacción (y "unfolding" espectral).

Varios conjuntos de detectores por activación que pueden ser irradiados entre los elementos de carga o en regletas especiales.

Una cadena de medición de actividad y equipada con cámaras de ionización a circulación gaseosa.

Una computadora que puede trabajar "en línea" para control del experimento y efectuar un acondicionamiento de los datos experimentales brutos.

En síntesis, sin abrir juicios sobre la utilidad, un tal tipo de facilidad no se diferencia demasiado de las facilidades térmicas experimentales, de potencia cero y su construcción no debería implicar problemas técnicos insolventables.

ANEXO III. RAPSODIE (1967-1983)

En la construcción de Rapsodie (Reactor Rápido con Sodio), típico exponente del reactor experimental.

Se han aplicado las opciones tecnológicas de base del programa francés de FBR. /Va/

- Combustible cerámico de óxido mixto ($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$)
- Refrigerante sodio líquido en convección forzada.

El circuito primario es sin embargo de tipo "loop" en oposición al concepto francés para reactores comerciales que es de tipo "integrado" (o piscina). Especialmente designado para el estudio de problemas específicos de los FBR, en particular aquellos relacionados con la tecnología del combustible y del circuito de sodio, no tenía generación de vapor. El calor evacuado por el sodio era simplemente transmitido a la atmósfera por intercambiadores sodio-aire.

Crítico en 1967 a su potencia nominal de 20 MW, después de algunas modificaciones su versión RAPSODIE-FORTISSIMO lo llevó a 40 MW.

El combustible permaneció en pila un período dos veces más largo que las condiciones de diseño.

A fines de 1982 unas grietas del recipiente principal forzaron su utilización a baja potencia primero y su parada después. Considerando que los objetivos del RAPSODIE se habían cumplido y que los beneficios de su eventual reparación no justificaban los costos de la operación se decidió desmantelarlo.

Su último aporte, "una bella muerte", fue la simulación de un accidente a escala real, por excursión de potencia en convección natural.

Fue parado definitivamente en 1983.

AIII.1. La Obra Civil

El reactor y los circuitos primarios, bajo el nivel del piso y rodeados de estructuras de concreto (de protección biológica) se encontraba dentro de un edificio abovedado de alta resistencia mecánica y a una ligera baja presión. Junto a él se hallaban:

- Un edificio para el circuito secundario y los intercambiadores sodio-aire.
- Un edificio convencional para la sala de control, oficinas, laboratorios y talleres.

Un edificio en el que se agruparon:

- Almacén de combustible fresco e irradiado.
- Taller de desmantelamiento e inspección del combustible irradiado.
- Planta de limpieza y descontaminación de equipos expuestos al Na radiactivo.
- Celda de reparación de equipos radioactivos.

Un edificio para los servicios electromecánicos con:

- equipos eléctricos
- generadores de emergencia diesel
- generadores de corriente continua para los motores de las bombas de sodio.

AIII.2. El Reactor

En el reactor coexistían 3 tipos de "assemblages" hexagonales (Fig. AIII.1)

- a) Los elementos combustibles.
- b) Los elementos fértiles.
- c) El reflector lateral.

- Los elementos combustibles estaban formados por manojos de 61 agujas o pins de 0.5 cm de diámetro y 53 cm de altura,

cada uno de ellos conteniendo 32 pastillas de óxido mixto 70% UO_2 + 30% PuO_2 , el uranio enriquecido al 85%. Las vainas eran de acero inoxidable y la estructura también.

La parte superior, una barra de acero inoxidable con un canal axial para el paso del refrigerante, servía de protección y reflector.

La parte inferior consistía de 7 pins de 1.5 cm de diámetro, cada uno compuesto de pastillas de UO_2 natural envainados en acero inoxidable.

El núcleo central contenía alrededor de 60 elementos combustibles.

Los elementos fértiles, alrededor de 250, contenían 7 pins de O_2U (como en la pantalla fértil inferior), de 115 cm de altura.

El reflector lateral estaba formado por cerca de 250 barras de níquel sólido dispuestas en la periferia.

El conjunto estaba contenido en un recipiente cilíndrico de 2.35 m de diámetro en el que el sodio fluía axialmente hacía arriba con salida por dos orificios diametralmente opuestos, cada cual conectado a un circuito primario. Un segundo recipiente no resistente a altas cargas, forraba al primero a fin de coleccionar las eventuales pérdidas de sodio del primero en caso de falla del material.

La manutención era asegurada por dos tapones giratorios de acero y grafito borado. Las seis barras de control, operadas de igual manera, consistían de pastillas de carburo de boro enriquecido en ^{10}B envainadas en acero inoxidable, que se deslizaban en el interior de un assemblage hexagonal vacío.

Todas ellas podían caer automáticamente en caso de incidente para asegurar la parada en fracción de segundos.

AIII.3. Los circuitos de refrigeración

Había dos circuitos primarios de sodio (con el recipiente del reactor en común) cada uno con una bomba de flujo axial centrífuga mecánica de $650 \text{ m}^3/\text{h}$, lubricada por Na líquido.

Cada circuito primario tenía un intercambiador de calor Na-Na con un circuito secundario donde el Na (no contaminado) fluía por 888 tubos de aproximadamente 1.3 cm de diámetro inmersos en el flujo de Na primario que entraba a 514°C y salía a 400°C .

El calor era eyectado a la atmósfera por dos intercambiadores de 224 tubos enfriados por hélices que bombeaban aproximadamente $65 \text{ m}^3/\text{sec}$.

El circuito primario también tenía doble pared. El espacio entre ambas estaba dividido en compartimientos y contenía detectores de pérdidas. Este espacio era usado para precalentar el circuito con nitrógeno caliente.

Existía un circuito de purificación contínua del sodio, por trampas frías que precipitan los óxidos. Un gas inerte (A) reemplazaba al aire en los espacios vacíos.

AIII.4. Sistemas de mantenimiento

Dos premisas son fundamentales: a) la protección del personal contra la irradiación de los materiales del reactor y el combustible extraído; b) la prevención de la contaminación del sodio por el oxígeno.

Por rotación de dos tapones giratorios (uno grande y otro chico dentro del primero) se creaba un canal de carga vertical en el tapón pequeño sobre una posición elegida; las máquinas de carga o descarga se posicionaban allí. Los elementos combustibles quemados podían ser almacenados un tiempo en pila antes de ser transferidos al almacén del edificio vecino.

El Taller de Desguace de Elementos Combustibles, equipado de celdas calientes especiales permitía el estudio de los combustibles irradiados y sus vainas, fundamentalmente por: mediciones dimensionales. control de pérdidas, inspección por rayos X, espectrometría γ .

Después de esto el combustible era remitido a la planta de reprocesamiento.

AIII.5. Control

Construido en los años 60 el control se basaba en una combinación de actuadores automáticos e intervención humana, tal vez algo superada actualmente.

Los canales de detección de flujos (cámaras de fisión) en general se encontraban triplicados.

Las evoluciones de las temperaturas, presiones, caudal y nivel del Na eran particularmente seguidas. Por ej. 85 termocuplas controlaban otras tantas salidas de elementos combustibles (EC). Había mediciones del nivel de productos de fisión en el argón y el Na en todo el circuito primario, como así también de neutrones retardados a fin de detectar e identificar la proveniencia de eventuales rupturas de vaina.

El medio ambiente en las proximidades del reactor era monitoreado constantemente.

AIII.6. Irradiaciones

La función esencial de Rapsodie era el estudio y desarrollo del combustible de los FBR. Esto se lograba a través de distintas vías.

- Por información concerniente al comportamiento de su propio combustible. El combustible alcanzó su quemado de diseño

sin daño y fue al 180% del mismo, i.e. 60000 Mwd/ton.

- Por irradiación de combustibles experimentales en EC especiales, alguno de ellos llegaron a superar los 70000 Mwd/ton

Una utilización complementaria de Rapsodie ha sido el estudio de materiales de vainas y estructuras como así también de blindajes.

Decidida su parada definitiva a fines de 1982, se dedicó el primer semestre de 1983 a la realización de un cierto número de experiencias llamada de "fin de vida" que han aportado una de mostración preciosa, a escala de reactor, de las calidades in trínsecas de seguridad de los FBR debidas a las propiedades ter micas del sodio. (Por ej. parada de bombas sin caída de barras con evacuación de la potencia residual por convección natural). /CE1/.

Todavía dará más informaciones útiles cuando se proceda a su desmantelamiento definitivo.

La Tabla siguiente resume su ficha técnica

AIII.8. FICHA TECNICA DE RAPSODIE

Potencia térmica	38 Mw
Flujo neutrónico	$3.0 \cdot 10^{15}$ n/cm ² /s
Flujo medio en el núcleo	$2.2 \cdot 10^{15}$ n/cm ² /s

Combustible:

Naturaleza	Oxido mixto de U y Pu
Composición	PuO ₂ 30% vol UO ₂ 70% vol
Enriquecimiento	85%
Diámetro de los pellets	4.23 mm

Vainas:

Material	Acero inox. (incoloy)
Diámetro ext.	5.1 mm
Longitud del combustible	53.1 cm
Nº de pins por EC	61
Long. del EC	166 cm
Nº de EC en el núcleo	64
Refrigerante	Na
T entrada	400 °C
T salida	514
Caudal circuito primario	1.100 m ³ /h

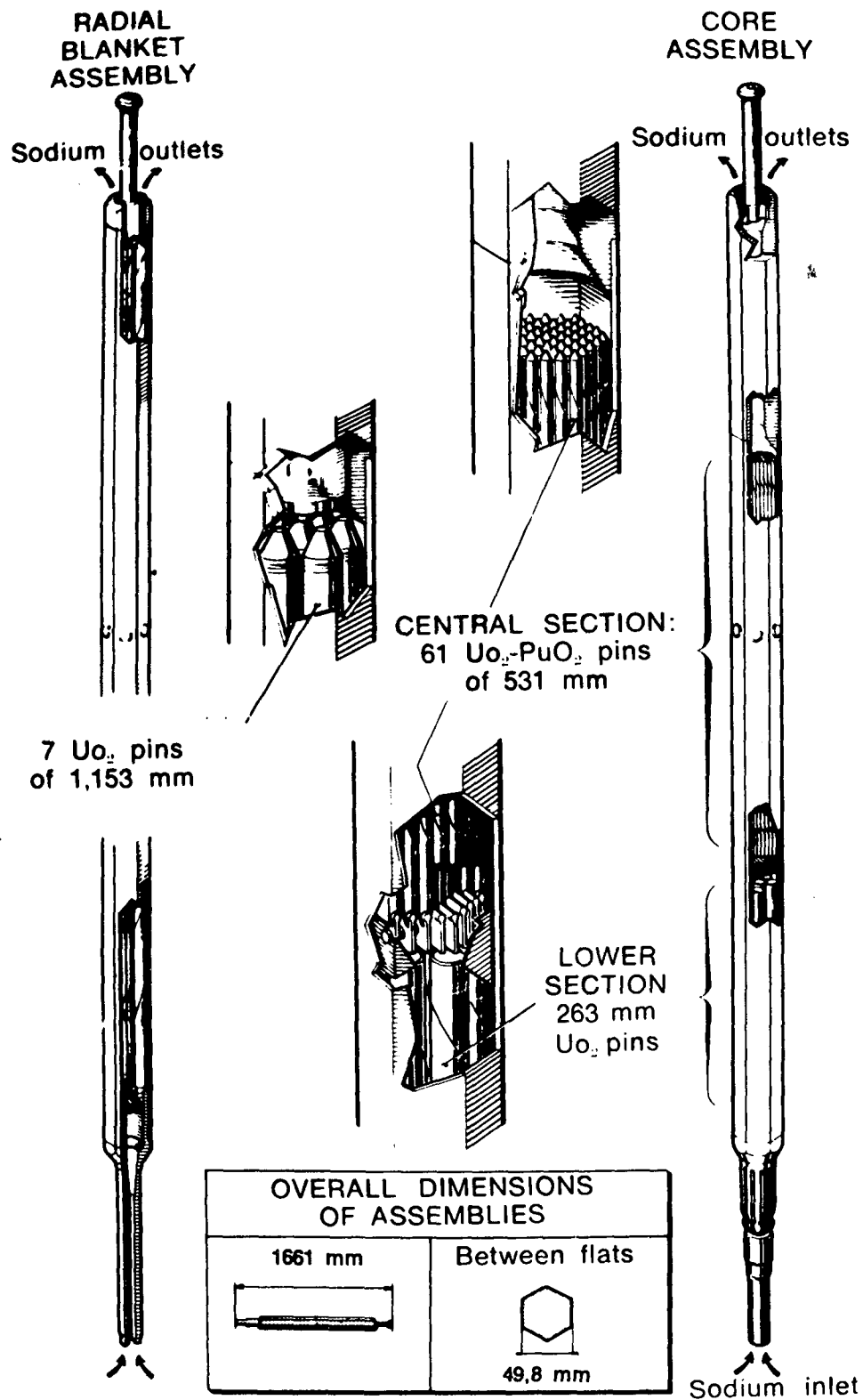


Fig. AIII.1 RAPSODIE /DR/ Características de los diversos assemblages

ANEXO IV. LA CENTRAL PHENIX

Phenix es una central de demostración FBR típica.

De una potencia de 250 Mwe, reúne los criterios franceses en este tipo de reactor: refrigeración por Na líquido, combustible mixto UO_2PuO_2 , circuito primario integrado (pool).

Entró en servicios en 1973 y es explotada desde julio de 1974. Las características principales de Phenix se dan en una tabla adjunta, con lo que no nos ocuparemos de describir la central sino más bien de exponer la experiencia que su construcción y operación aportan.

Para la ejecución de la obra un plan de trabajos cuidadoso fue elaborado, lográndose terminarla en 5 años.

Algunos componentes (cubas p.ej.) han sido realizados directamente in situ.

En 1973 y comienzos de 1974 se realizaron varios ensayos muy importantes como consecuencia del carácter de prototipo de demostración y del volumen de la central. Estos ensayos fueron preparados a partir de 1971 y consistieron de 4 fases

- 1) Circuitos anexos a la parte nuclear y circuitos auxiliares de Na y Argon.
- 2) Llenado con Na de los circuitos principales. Ensayos con Na isotérmico (200 a 450 °C) Estanqueidad circuitos principales, manutención, controles generales.
- 3) Carga del combustible y ensayos neutrónicos a baja potencia.

Preparación de grupo turbo alternador.

Ensayos de los circuitos de agua (en frío y caliente).

Controles generales antes del arranque en potencia

- 4) Arranque en potencia y conexión a la red.

En los primeros dos años un factor de carga promedio de 70% indica que sólo incidentes menores fueron observados. Algunos de ellos sirvieron no obstante para revisar y modificar ciertos conceptos de diseño.

En los dos años siguientes el factor de carga de 21% (23% de disponibilidad) indica un período de accidentes y trabajos de reparación. Esto se produjo a nivel de los intercambiadores primarios que fueron extraídos uno a uno (son 6 en total) descontaminados y reparados.

En un tercer período (hasta 1983) los factores de carga anuales oscilaron entre 70 y 80% con alta tasa de disponibilidad.

En 1983 la central fue parada por un nuevo problema con los intercambiadores (fugas de sodio) que parecen tener problemas de diseño.

El quemado nominal de 50000 Mwd/ton fue ampliamente superado, en 1980 se llegaba a 85000 Mwd/ton, con una sola rotura de vaina el 1/5/79, detectada, localizada y finalmente el assemblage en cuestión evacuado en menos de 72 hs. Actualmente una buena parte del combustible supera los 100000 Mwd/ton.

La manutención del combustible se realiza mediante un sistema de ultra sonido capaz de "ver" en el sodio. VISUS (Visualización dentro del Sodio por Ultra Sonido). El desmantelamiento del combustible irradiado creó dificultades en los primeros años pero fueron superadas.

El reprocesamiento del combustible no ha ofrecido dificultades (dos núcleos completos ya reprocesados).

La tasa de sobregeneración nominal del 13% fue superada ya que medidas hechas sobre el combustible evacuado dan un 16%.

Los desechos líquidos provenientes del lavado de los EC antes del envío a reprocesamiento y del lavado de los componentes del núcleo (intercambiadores p.ej.) antes de reparación o almacenamiento son enviados en camiones cisternas especiales al Centro de Marcoule. Los desechos sólidos (vainas de combustible p.ej.) siguen el mismo camino.

Los desechos gaseosos se eliminan por una chimenea de 70 mm previo filtrado. El ruido de fondo local, 0.35 curies/día los enmascara.

En efecto, a la salida de la chimenea hay una media de 0.5 Ci/día lo que representa 0.8% del máximo (conservativo) impuesto de 60 Ci/día.

La contaminación térmica es pequeña, 10 m³/sec de agua a una temperatura de 7 °C por sobre la del Ródano cuyo caudal medio es de 1000cm³/sec. Esto eleva aproximadamente en 0.07 °C la temperatura del río en promedio, aunque en época de baja corriente esto puede ir hasta 0.2 °C.

Desde el punto de vista de protección del personal la experiencia ha sido muy buena, la dosis media no ha pasado nunca los 40 mrem año/persona, solo cinco agentes superaron los 0.5 rem año, el caso extremo es 1.8 rem año.

AIV.1. TABLA DE LAS CARACTERISTICAS PRINCIPALES DE PHENIXCaracterísticas generales

- Potencia térmica	563 Mw
- Potencia eléctrica bruta	250 Mw
- Potencia eléctrica	233 Mw
- Combustible	Oxido mixto UO_2 - PuO_2
- Material fértil	UO_2
- Fluído refrigerante del núcleo	Na líquido
- Temperaturas de entrada y salida	400 °C - 560 °C
- Vapor de alimentación de la turbina de A.P	T° 512 °C presión 163 bar

Características del reactor

- Flujo neutrónico total al centro del reactor	7.2 10 ¹⁵ n/cm ² s							
- Volumen activo del reactor (a 20 °C)	1227 dm ³							
- Potencia volumétrica máxima del núcleo	645 Kw/dm ³							
- Potencia lineal máxima de las agujas combustibles	422 w/cm							
- Masa crítica (todos elementos frescos, Pu a 14% de ²⁴⁰ Pu)	880 Kg de Pu							
- Enriquecimiento volumétrico del combustible	<table><tr><td>PuO₂</td><td>zona interna 17.2%</td></tr><tr><td>UO₂+PuO₂</td><td>zona externa 24.4%</td></tr></table>	PuO ₂	zona interna 17.2%	UO ₂ +PuO ₂	zona externa 24.4%			
PuO ₂	zona interna 17.2%							
UO ₂ +PuO ₂	zona externa 24.4%							
- Número de ensamblajes	<table><tr><td rowspan="3">Núcleo</td><td>interno</td><td>55</td></tr><tr><td>externo</td><td>48</td></tr><tr><td>blanket radial</td><td>90</td></tr></table>	Núcleo	interno	55	externo	48	blanket radial	90
Núcleo	interno		55					
	externo		48					
	blanket radial	90						
- Longitud de los ensamblajes	4.30							
- Número de agujas por ensamblajes								
	<table><tr><td rowspan="3">Núcleo</td><td>agujas de combustible + blanket axial inferior</td><td>217</td></tr><tr><td>blanket axial superior</td><td>37</td></tr><tr><td>Blanket radial</td><td>61</td></tr></table>	Núcleo	agujas de combustible + blanket axial inferior	217	blanket axial superior	37	Blanket radial	61
Núcleo	agujas de combustible + blanket axial inferior		217					
	blanket axial superior		37					
	Blanket radial	61						

- Diámetro de las agujas combustibles	6.6 mm
- Altura de material físil	850 mm
- Tasa de regeneración global	nominal 1.13
	experimental 1.16
- Tasa de quemado nominal	50000 Mwd/ton

Características de los circuitos

- Temperaturas del sodio primario en el núcleo	entrada	400 °C
	salida	560 °C
- Temperatura máxima de la vaina		700 °C
- Temperaturas del sodio secundario en intercambiador intermediario	entrada	350 °C
	salida	550 °C
- Peso del Na primario	850 ton	
- Caudal del Na primario en el núcleo	2760 Kg/s	
- N° de bombas primarias	3	
- Potencia absorbida por c/ bomba primaria	1 MW	
- Velocidad nominal de las bombas de Na primarias	825 r.p.m.	
- Velocidad nominal de las bombas de Na secundarias	900 r.p.m.	
- Caudal de Na secundario en los 3 evaporadores	2210 Kg/sec	
- Caudal de Na secundario en los 3 sobrecalentadores	1263 Kg/sec	
- Temperatura del agua entrada evaporadores	246 °C	
- Temperatura de vapor de salida sobrecalentadores	512 °C	
- Temperatura de vapor a recalentar	308 °C	
- Temperatura de vapor recalentado	512 °C	
- Temperatura de admisión de vapor a la turbina	510 °C	

- Caudal de agua a la entrada de los evaporadores 209 Kg/s
- Caudal de vapor a recalentar 186 Kg/sec

Características del grupo turbo alternador

- Potencia máxima en los bornes 250 Mwe
- Potencia aparente 295 MVA
- Tensión entre bornes 20 KV
- Velocidad de rotación 3000 r.p.m.
- Longitud del grupo 39 m
- Peso del grupo 950 t
- Caudal de vapor a la admisión 751 ton/h
- Presión de vapor a la admisión 163 bar
- Caudal de vapor recalentado admisión 668 ton/h
- Presión de vapor recalentado admisión 33.4 bar
- Presión de escape en el condensador 0.035 bar

ANEXO VPENETRACION DE LOS REACTORES RAPIDOS REPRODUCTORES EN UN PARQUE DE REACTORES U NATURAL-D₂O

La introducción de reactores rápidos reproductores FBR (como acrónimo inglés) en el parque nucleoelectrico nacional presenta el interés potencial de una gran economía de recursos.

En efecto, los FBR producen más combustible del que consumen y en ese sentido sería deseable que todos los reactores fueran del mismo tipo.

Sin embargo, el pasaje de un parque de reactores como el nacional, de U natural-Agua Pesada, a uno FBR sólo puede lograrse a muy largo término debido fundamentalmente a la necesidad del plutonio producido por aquellos para alimentar estos últimos.

Es entonces de interés comparar con y sin FBRs los consumos de U natural, la existencia de Pu fuera de pila, las necesidades de reprocesamiento, etc. y cómo esto evoluciona en el tiempo.

I. MODELOS DE EVOLUCION DEL PARQUE NUCLEOELECTRICO ARGENTINO

Con el fin de evaluar las posibilidades que la línea de reactores rápidos ofrece , hemos elaborado algunos modelos de la evolución futura del parque nucleoelectrico nacional, bajo dos ópticas diferentes en cada caso: a) sólo entran en servicio reactores térmicos de agua pesada-U natural (RT); b) entran en servicio RT más reactores rápidos reproductores (FBR).

Este procedimiento permite comparar ambos casos obteniéndose información de las ventajas y desventajas que los FBR ocasionarían, no sólo en forma cualitativa sino también en forma cuantitativa, dentro de las hipótesis de los modelos presentados.

Para formular un modelo evolutivo como el que nos ocupa (40 a 50 años) es necesario situarse en un contexto espacio-temporal. Daremos aquí una miscelánea de puntos relacionados con el establecimiento del mismo.

Hay una relación, llamada relación de elasticidad, entre el crecimiento del consumo eléctrico de un país y el aumento del PBI. En los países de bajo consumo per cápita, pero en proceso de industrialización, esta relación es superior a la unidad. Cuando el grado de industrialización del país es grande, (el consumo per cápita es superior a, digamos, 4000 Kwh/por año y habitante) el crecimiento de la demanda energética es menor en razón del doble efecto de la saturación y las mejoras tecnológicas/1/.

Entre 1964/73 el crecimiento medio del consumo de energía eléctrica en Argentina fue del 7,2% anual /2/. Entre 1975 (9 Mtep) y 1980 (10.8 Mtep) /3/ este promedio fue del 3.7%.

La tasa de crecimiento demográfico se estima en 1.5% anual para los próximos años.

Varios modelos (/2/, /3/, /4/, /5/, /6/) han sido propuestos anteriormente y se constata en general un criterio demasiado

optimista, como lo demuestran las cifras de los primeros años.

II. EVOLUCION DEL PARQUE NUCLEOELECTRICO ARGENTINO

El crecimiento sostenido de la potencia instalada de origen nuclear en Argentina previsto para los próximos años en la última década se ha visto momentáneamente (esperamos) frenado por la actual situación coyuntural.

Atucha I, Embalse y Atucha II son por el momento las únicas centrales que pueden ser contabilizadas hasta 1990. De allí en más no hay actualmente un plan definido de equipamiento nuclear, lo que nos obliga a trabajar sobre la base de suposiciones. Con el fin de encuadrarnos en ciertos márgenes de error, hemos considerado dos hipótesis de crecimiento diversas, baja y alta, según las suposiciones hechas, pesimistas en el primer caso, optimistas en el segundo.

II.1. Hipótesis baja

En recientes declaraciones, el Sr. Subsecretario de Planificación Energética /7//8/ ha indicado que: el Producto Bruto Interno (PBI) crecerá entre el 4 y 5% anual; las relaciones de elasticidad histórica son del orden de 1.1 para el crecimiento de la producción energética (PE) respecto del crecimiento del PBI; se espera un crecimiento de la PE del orden de 5% en los próximos años y algo menor más adelante; las futuras centrales nucleares deberían ser de poca potencia, típicamente 350 Mwe para facilitar el financiamiento de sus construcciones.

En base a esto hemos considerado para construir esta hipótesis baja las siguientes suposiciones:

- a) Hasta 1993 solo existirán en Argentina: Atucha I, Embalse y Atucha II.

- b) A partir de 1993 y hasta el 2000 la demanda nucleoelectrica crecera el 5% anual.
- c) Desde el 2001 en adelante este crecimiento sera del 4% anual.
- d) Sólo un tipo de reactores sera incorporado: 350 MWe a Unat-Agua Pesada.
- e) Cuando se considere los FBR estos seran de 600 MWe.

Esta hipótesis es "baja" porque prevé un desarrollo limitado de la industria nuclear. La parte que toca a la energía nuclear en el total de la energía eléctrica producida anualmente es constante en los próximos 30 años, ya que el parque nucleoelectrico evoluciona igual que la PE total. Si se espera que la energía nuclear juegue un rol muy importante el siglo venidero se concluye que las suposiciones son más bien pesimistas.

II.2. Hipótesis alta

Sólo en los países avanzados, donde el consumo de energía eléctrica per cápita supera los 3-4000 Kwh/año por habitante hay una tendencia a igualar el crecimiento relativo de la PE al crecimiento relativo del PBI.

En países menos desarrollados como el nuestro y que esperan recuperar el retraso acumulado, que además tienen un consumo de energía eléctrica per cápita relativamente bajo (aprox. 1500 Kwh/año hab. en 1980) la relación debería ser mayor que el 1.1 supuesto en la hipótesis baja y puede llegar a 1.4 /1/. Esto conduce a una tasa de crecimiento del 7% anual para la PE si se estipula 5% para el PBI. Esta tasa es la propuesta en la ref/6/ y es aún menor que las propuestas en las referencias /2/ a /5/. Suponiendo que la energía nucleoelectrica sigue el mismo proceso que la PE obtendremos la hipótesis alta.

- a) Hasta 1990 sólo Atucha I, Embalse y Atucha II.
- b) Desde 1991 en adelante el crecimiento sera del 7% anual.

- c) Sólo un nuevo tipo de reactores Unat-D₂O será incorporado a la red y cada unidad tendrá 750 MWe.
- d) Cuando se considere los FBR, estos serán de 1000 MWe.

Esta hipótesis es optimista ya que no tiene en cuenta los problemas coyunturales actuales o supone que han sido ya salvados hacia la próxima década. Un crecimiento de la PE/cápita del 7% anual nos conduciría a aprox. 3200 Kwh/año hab. en el 2000 y 5200 Kwh/año hab. en el 2010. Esta última cifra es la media europea de 1984.

Esta misma hipótesis puede ser considerada en el marco de un crecimiento de la PE del 5% anual, si existe la voluntad política de incrementar paulatinamente en las próximas décadas la importancia relativa de la energía nuclear frente a las otras formas de producción eléctrica.

II.3. Hipótesis media

En esta hipótesis hemos querido tener un promedio de las anteriores en la cual se tenga en cuenta la situación coyuntural de los próximos años pero que contemple un rol mayor de la energía nuclear en el siglo venidero.

En ella hemos aceptado la hipótesis baja hasta la entrada en servicio de la IV central (que sería de 350 MWe) y de allí en más hemos impuesto un crecimiento del 6% anual, con centrales RT de 650 MWe (y eventualmente centrales FBR de 650 MWe).

Señalemos que cualquiera de las tres hipótesis sería válida por sí misma si se decidiera adoptarla unilateralmente y adecuar las otras fuentes de energía a la demanda del caso.

Así por ejemplo la hipótesis alta para el parque nuclear eléctrico en el seno de un parque total que evoluciona como la hipótesis baja, conduce a un crecimiento de la importancia relativa de la electricidad de origen nuclear, lo que sería deseable en el próximo siglo.

Para las hipótesis alta y baja se han considerado además dos quemados de extracción (4000 MWd/ton y 7000 MWd/ton) y sólo 7000 para la hipótesis media.

III. EL METODO UTILIZADO

Es una versión simplificada del código NURPLA-2 /9/ utilizado en Europa para estudios similares.

- 1) Se establece un plan de equipamiento hasta una fecha dada.
- 2) De allí en más se determina una demanda nucleoelectrica nominal.
- 3) Cuando la producción eléctrica del parque ya instalado más la del reactor a instalar no supera la demanda en más del 20% de la energía anual producida por este último reactor, se decide incorporarlo.
- 4) La incorporación de un reactor se realiza un año antes que la demanda lo exija. En el año de incorporación el factor de carga es nulo.
- 5) La vida útil del reactor es de 30 años.
- 6) El factor de carga es 0.8 para todos los años.
- 7) La carga inicial debe requerirse y fabricarse dos años antes que el reactor tenga su primera criticidad.
- 8) El combustible de recarga se fabrica el año anterior a su entrada en el reactor.
- 9) El combustible irradiado pasa dos años en las piletas de enfriamiento y es procesado al año siguiente.
- 10) Cuando compiten un reactor térmico con uno rápido el segundo es prioritario con un año de gracia.
- 11) No se consideran transitorios en la gestión de los combustibles.

Evidentemente el carácter estimativo de este estudio permite algunas de estas simplificaciones, en caso de un estudio más exacto, deberían probablemente ser replanteadas.

Para este trabajo hemos considerado los siguientes datos:

TABLA 1. CARACTERISTICAS DE LOS REACTORES UTILIZADOS EN EL MODELO EVOLUTIVO

TIPO	POTENCIA (Mwe) (c)	ENERGIA Anual (Twh)	REQUERIMIENTOS						PRODUCTOS			
			CARGA INICIAL			RECARGAS (por año)			DESCARGA Final		DESCARGAS Anuales	
			U nat (Tons)	U empobr (Tons)	Pu (Tons)	U nat (Tons)	U empobr (Tons)	Pu (Tons)	U empobr (Tons)	Pu (Tons)	U empobr (Tons)	Pu (Tons)
^a RT1 (Atucha I)	350	2.5	40	--	--	44	--	--	39	0.10	43	.11
^a RT2 (Embalse)	650	4.6	75	--	--	92	--	--	74	0.19	91	.23
^a RT3 (Atucha II)	750	5.2	85	--	--	104	--	--	84	0.21	103	.26
^b RT1	350	2.5	40	--	--	77	--	--	39	0.08	76	.15
^b RT2	650	4.6	75	--	--	161	--	--	74	0.15	160	.32
^b RT3	750	5.2	85	--	--	183	--	--	84	0.17	182	.37
FBR1	600	4.2	--	26	2.4	--	11	1.2	25	2.9	10	1.4
FBR2	1000	7.0	--	43	4	--	18	2.0	42	4.8	17	2.3

FBR = Reactor rápido

RT= Reactor térmico

(a) = bajo quemado ≈ 4000 Mwd/Ton

(b) = alto quemado ≈ 7000 Mwd/ton

(c) = las potencias eléctricas y energías anuales han sido redondeadas evidentemente.

IV. RESULTADOS

Aceptando los datos aproximados de la Tabla 1, no se puede afirmar que los resultados obtenidos sean absolutos, sino más bien indicativos.

En el llamado "ciclo autárquico del plutonio", los FBR entran en servicio en forma prioritaria (con un año de gracia inclusive) sobre los RT, a medida que las exigencias de producción y el stock de plutonio lo permiten. Todo el plutonio se supone reprocesable, es decir, la capacidad de las usinas de reprocesamiento se adapta a las circunstancias. Esto conduce a la llamada "penetración máxima posible" de los FBR en el parque nucleoelectrico.

Analizaremos primero las dos primeras hipótesis (alta y baja) para ambos quemados de extracción. Cuando los FBR no son considerados obtenemos extremos en cuanto a la producción energética y extremos en cuanto a la producción de plutonio.

En la figura 1 hemos graficado la producción nucleoenergética para cada una de las hipótesis presentadas.

El movimiento de centrales resultante se resume de la manera expuesta en la Tabla 2.

Vemos que la hipótesis alta prevé la instalación de una central de 750 Mwe cada dos años aproximadamente en la primera década del próximo siglo y cada año en la segunda década.

TABLA 2. MOVIMIENTO DE CENTRALES EN LAS DIFERENTES HIPOTESIS (solo RT)

AÑO	E N T R A D A S			S A L I D A S		
	HA	HM	HB	HA	HM	HB
1973	Atucha 1	= RT1 (I)	RT1 (I)			
1983	Embalse	= RT2 (II)	RT2 (II)			
1989	Atucha 2	= RT3 (III)	RT3 (III)			
1994	RT3 (IV)					
1996		RT2 (IV)	RT1 (IV)			
1998	RT3 (V)					
1999			RT1 (V)			
2000		RT2 (V)				
1	RT3 (VI)					
2			RT1 (VI)			
3	RT3 (VII)	RT2 (VI)	RT1 (VII)			
4				RT1 (I)	RT1 (I)	RT1 (I)
5	RT3 (VIII)		RT1 (VIII)			
6		RT2 (VII)				
7	RT3 (IX)					
8		RT2 (VIII)	RT1 (IX)			
9	RT3 (X)					
10	RT3 (XI)					
11		RT2 (IX)	RT1 (X)			
12	RT3 (XII)					
13	2xRT3 (XIII-XIV)	2RT2 (X-XI)	3xRT1 (XI-XII-XIII)			
14	RT3 (XV)			RT2 (II)	RT2 (II)	RT2 (II)
15		RT2 (XII)	RT1 (XIV)			
16	RT3 (XVI)					
17	RT3 (XVII)	RT2 (XIII)	RT1 (XV)			
18	2xRT3 (XVIII-XIX)	RT2 (XIV)				
19	2xRT3 (XX-XXI)	2RT2 (XV-XVI)	3xRT1 (XVI-XVII-XVIII)			
20	RT3 (XXII)			RT3 (III)	RT3 (III)	RT3 (III)
21	RT3 (XXIII)	RT2 (XVII)	RT1 (XIX)			
22	2RT3 (XXIV-XXV)	RT2 (XVIII)	RT1 (XX)			
23	2RT3 (XXVI-XXVII)	RT2 (XIX)				
24	3RT3 (XXVIII-XXIX-XXX)	RT2 (XX)		RT3 (IV)		
25		RT2 (XXI)				
26		RT2 (XXII)			RT1 (IV)	RT1 (IV)
27		2RT2 (XXIII-XXIV)				
28		RT2 (XXV)				
29		RT2 (XXVI-XXVII)		RT3 (V)		
30		2RT2 (XXVIII-XXIX)			RT2 (V)	

Hacia el 2023 unas 22 centrales de 750Mwe c/u deberían estar operando (Atucha I y II y Embalse habrían sido decomisionadas). La potencia nuclear instalada sería en ese caso unos 16.500 Mwe. Habría unas diez centrales similares en construcción.

La hipótesis baja prevé para el mismo año sólo 14 centrales de 350 Mwe es decir unos 6000 Mwe. El ritmo de instalación sería del orden de 1 central cada 2 años en las primeras dos décadas del siglo venidero, con algún punto singular en la compensación de las centrales decomisionadas. Habría unas 5 centrales en construcción en 2023.

En la llamada hipótesis media 15 centrales de 650 Mwe existirían hacia el 2023 (9750 Mwe) pero en la 3ª década del siglo próximo se pasaría rápidamente a un ritmo de incorporación de 2 centrales/año.

La producción anual de plutonio depende del quemado de extracción y ha sido representada en la fig. 2. con un retraso de 3 años correspondientes al enfriamiento y eventual reprocesamiento del combustible quemado. Se observa que en caso de requerirse el aprovechamiento total del plutonio sólo con los térmicos*, se debería estar en condiciones de extraer del orden de 300 KgPu/año en 1990 y hacia el 2020 entre 2Ton/año (hipótesis baja) y 5Ton/año (hipotesis alta).

El plutonio acumulado fuera de pila (reprocesado o no) crece indefinidamente como se ve en las figuras 3 a)b)c) y d) y en el 2020 se encuentra entre 30 tons en la situación más optimista (hipo.baja, alto quemado) y 70 tons en el caso más pesimista (hip. alta, bajo quemado)

En la Tabla 3 indicamos el movimiento de centrales cuando se permite la entrada de los rápidos, a partir del año 2000, en el sistema autárquico ya mencionado.

* Hemos supuesto que esto no modifica las características de los reactores en 1ª aproximación.

TABLA 3. MOVIMIENTO DE CENTRALES CON INCORPORACION DE FBR POSIBLE

AÑO	E N T R A D A S				SALIDAS
	H. Baja A. Quem.	HB BQ	HA AQ	HA BQ	
1998			RT3(V)	RT3(V)	RT1 (I)
1999	RT1 (V)	RT1 (V)			
2000					
1			RT3(VI)	FBR(VI)	
2	RT1 (VI)	RT3(VI)	FBR(VII)	RT3(VII)	
3		FBR(VII)			
4	FBR(VII)				
5					
6			RT3(VIII)	RT3(VIII)	
7	RT1 (VIII)	RT1 (VIII)			
8			RT3(IX)	FBR2(IX)	RT2 (II)
9					
10	RT1 (IX)		FBR2(X)	RT3(X)	
11		FBR1 (IX)	RT3(XI)	RT3(XI)	
12	RT1 (X)				
13	FBR1 (XI)	FBR1 (X)	2xRT3(XII-XIII)	2RT3	
14		FBR1 (XI)	RT3(XIV)	FBR2 (XIV)	
15	FBR1 (XII)		RT3(XV)		
16			RT3(XVI)	RT3(XV)	
17	RT1 (XIII)	RT1 (XII)	RT3(XVII)	FBR2 (XVI)	RT3(III)
18			FBR2 (XVIII)	RT3(XVII)	
19	2xRT1 (XIV-XV)	3xRT1 (XIII-XIV XV)	FBR2 (XIX) RT3(XX)	2RT3	
20			RT3(XXI)	2RT3	
21	FBR1 (XVI)	FBR1 (XVI)	RT3(XXII)	FBR2 (XXII)	
22			RT3(XXIII)	RT3(XXIII)	
23	RT1 (XVII)	RT1 (XVII)	3xRT3(XXIV-XXV- XXVI)	FBR2+RT3	
24					

Aquí no sólo importan las necesidades energéticas sino que deben tenerse en cuenta las disponibilidades de plutonio, por lo que los resultados dependen de la estrategia de quemado elegida para los reactores térmicos.

Para la hipótesis baja los reactores son de 600 Mwe (FBR1) y de 1000 Mwe (FBR2) para la hipótesis alta.

Constatamos que en todos los casos la entrada en servicio del primer reactor rápido podría realizarse en los primeros tres años del siglo próximo. Notemos sin embargo que el segundo FBR entraría entre 5 y 10 años más tarde en razón de la baja disponibilidad de Pu en los primeros tiempos.

Para la hipótesis baja sólo un FBR sería factible en el primer decenio y tres o cuatro de ellos en el segundo (según la estrategia de quemado adoptada) totalizando hacia el 2023 entre 2400 y 3000 Mwe instalados, es decir, entre el 40 y 50% del total.

Similarmente para la hipótesis alta se llegaría en el 2023 a unos 4 a 6 FBR (4000 a 6000 Mwe) representado entre el 20 y 30% del parque nucleoelectrico total. La mayoría de estas centrales entrarían en el segundo decenio.

En las figs.3 a)b)c)d) encontramos una primera consecuencia favorable de los FBR. El Pu fuera de pila deja de crecer indefinidamente. En efecto, en todos los casos considerados en volumen se estabiliza alrededor de las 5 toneladas.

Este es un aspecto favorable interesante. Si en el caso de solo RT no se reprocesara el combustible irradiado estas curvas serían proporcionales a los desechos acumulados (el factor de proporcionalidad depende del quemado y oscila entre 400 y 500 Tons de combustible irradiado por Ton de Pu). Estos desechos que contienen plutonio, es decir, un valor energético potencial, deberían ser acondicionados de alguna forma, labor que será seguramente difícil por las características y volumen de los mismos.

En caso de ser reprocesados, el plutonio debe ser almacenado con particular cuidado, teniendo en cuenta tanto los riesgos

criticalidad y seguridad nuclear, como la protección física del mismo para evitar los robos eventuales que conduzcan a la construcción clandestina de armas nucleares.

La mejor manera de aprovechar el valor energético del plutonio reduciendo el volumen de los desechos radioactivos y vigilando su seguridad física es utilizarlo en un FBR, donde la criticalidad es buscada ex-profeso.

Señalemos que el uranio empobrecido producto del reprocesamiento es también utilizado en los FBR lo que unido a la alta densidad de potencia de estos reactores redunda en una reducción del volumen del combustible irradiado y de los desechos fuera de pila.

En las Figs.4 a)b)c)d) hemos representado el consumo acumulado de Unatural. que totalizaria entre 16000 y 55000 Tons hacia 2020 (según la hipótesis y estrategia de quemado elegidas) cuando se considerarán sólo RT.

En las mismas figuras están representados gráficamente dos datos de la Tabla 4, las reservas de uranio natural en Argentina y los recursos estimados*. En la situación menos penalizante

* Las reservas y recursos "in situ" han sido multiplicados por el factor 0.83 que estadísticamente representa el grado de eficiencia en la recuperación del mineral de uranio en Argentina, como se puede comprobar en la ref. /10/. Se obtiene así la cantidad de uranio realmente utilizable en los planes nucleares que se encaren.

Comúnmente se consideran "reservas" a los recursos razonablemente asegurados (RRA) donde el costo de extracción sea inferior a U\$S 80/kg. Estas reservas pueden ser extendidas considerando RRA y Recursos adicionales estimados I(RAEI) a costos menores de U\$S 130. Finalmente los recursos totales estimados comprenden todas las categorías y costos.

TABLA 4. RECURSOS DE URANIO EN ARGENTINA AL 31/12/1984
(Tons U) Ref. /10/ (in situ)

Tipo de Recurso Categoría según costo en U\$/Kg U	Recursos Razonablemente Asegurados	Recursos Adicionales estimados(I)	Recursos Adicionales Estimados(II)
> 80	18725	7020	3820
80 - 130	4530	1100	9540
< 130	2625	---	---
TOTALES	25880	8120	13360
Reservas Mineras	= 18725	(in situ) 15525	(recuperables)
Reservas extendidas	= 31375	(in situ) 26040	(recuperables)
Recursos totales	= 47360	(in situ) 39170	(recuperables)

(Se ha tomado como factor de recuperación 83% promedio de datos de la ref /10/).

(hip. baja alto quemado) las reservas extendidas se agotarían a fines del primer cuarto del próximo siglo. En otras hipótesis se llega a este problema a mediados de la segunda década.

Muy interesante es el consumo anual de Unat por Mwe instalado, valor que decrece a medida que los FBR van siendo introducidos, llegando en 2020 a un 60% de la cifra correspondiente al caso RT puro.

Conviene señalar aquí que éstas serían las máximas ventajas cuantitativamente hablando en el supuesto caso de un balance autárquico de Pu. Esto requiere a su vez que todo el Pu existente haya sido reprocesado, de manera que las curvas de la fig. 2 se transforman en las curvas de la fig. 5. Notemos que rápidamente en todos los casos las necesidades de reprocesamiento se hacen importantes. Para la hipótesis alta las 4 Ton/año deben alcanzarse a fines de la primera década del siglo próximo si hay FBR y diez años más tarde si no los hay. Hacia el 2020 unas 9 o 10 tons/año deberían ser reprocesadas para mantener el sistema con los FBR obliga a reprocesar grandes volúmenes de Pu, y esto parece ser un inconveniente. Recordemos sin embargo que la cantidad de combustible irradiado a ser reprocesado es sin embargo menor con los FBR que sin ellos. De la Tabla 1 vemos que se deben procesar sólo unas 8 toneladas de combustible FBR para recuperar 1 tonelada de Pu, mientras que para los RT son necesarias entre 400 y 500 tons.

Vemos entonces que para que el modelo sea realista se debe tener en cuenta la capacidad de reprocesamiento disponible.

Para tener más idea de este aspecto hemos analizado el caso de la hipótesis media hasta el año 2030 en la suposición de alto quemado para los RT, lo que significa que el reprocesamiento de 400 tons de combustible produce 1 ton de Pu. La capacidad de reprocesamiento de combustible ha sido fijada en

6 Tons/año	del	1991 al 2000	(15kg Pu/año)
100 Tons/año	"	2001 al 2005	(250Kg Pu/año)

200 Tons/año	del	2005 al 2010	(500Kg Pu/año)
400 Tons/año	"	2010 " 2015	(1 Ton Pu/año)
600 Tons/año	"	2015 " 2020	(1.5 Tons Pu/año)
900 Tons/año	"	2020 " 2025	(2.25 Tons Pu/año)
1.200 Tons/año	"	2025 " 2030	(3 tons Pu/año)
1.600 Tons/año	"	2030 en más	(4 tons Pu/año)

Esta elección arbitraria está basada sin embargo en algunos hechos reales.

La planta de reprocesamiento de Ezeiza, actualmente en construcción, responderá aproximadamente a las características estipuladas para los años 90.

Las plantas de reprocesamiento de la India tienen una capacidad aproximada de 100 Tons/año. Dadas las similitudes en los desarrollos nucleares de India y Argentina hemos creído lógico conservar un módulo de estas características para el desarrollo de la industria de reprocesamiento, que deberían construirse a razón de 1 cada 5 años en la primera década, 2 cada 5 años en la segunda, 3 cada 5 años en la tercera, etc.

El equipamiento en RT (650 Mwe) ha sido dado en la Tabla 2.. Para la entrada de los FBR (600 Mwe) dos alternativas distintas han sido consideradas: a) Hasta 2030 sólo se reprocesa combustible RT con las capacidades expuestas; b) además de estas capacidades se agregan plantas de reprocesamiento de combustible FBR dos años después de la entrada en servicio de cada central FBR y con capacidad de reprocesar todo su combustible.

En ambos casos el primer FBR recién podría entrar en servicio hacia el 2013 indicando esto en definitiva que, para hacer posible la aparición de los FBR, una capacidad de reprocesamiento entre 1 y 2 ton Pu/año es necesaria.

En el caso a) esto se pone de manifiesto en el hecho de que los siguientes FBR aparecen en los años 2022 y 2032, i.e. cuando la disponibilidad de Pu lo permite.

En el caso b), en el año 2015 entraría en servicio una planta

reprocesamiento dedicada al primer FBR, lo que permite la entrada de un segundo FBR en el año 2019.

Una planta de reprocesamiento de combustible FBR es más compacta que las de RT (para igual producto final de Pu), si bien más complicada por la elevada concentración del mismo.

La construcción de cada FBR seguida de su planta de reprocesamiento (o la ampliación de la capacidad existente) conduce a una rápida inserción de los FBR en el parque nucleoelectrico. Tendríamos en ese caso un FBR entrando en los años 2019, 2023, 2025, 2029, 2030, 2032, etc.

En el caso a) la proporción de FBR en el año 2032 sería el 11% de la potencia nuclear total instalada; en el caso b) esta cifra sería del 27%.

CONCLUSIONES

Hemos presentado un modelo de evolución del parque nucleoelectrico nacional por medio de dos hipótesis extremas de crecimiento en los próximos años. Esto permite encuadrar los resultados obtenidos dentro de un margen de error razonable.

Las características de los reactores utilizados son similares a las de Atucha I y II y Embalse, eligiéndose la talla del reactor en función de la hipótesis de crecimiento.

A fines de la segunda década del siglo venidero la potencia nuclear instalada debería situarse entre los 6 y 14000 Mwe. La máxima penetración posible de los reactores rápidos reproductores hacia esa fecha sería entre el 20 y 50%, la mayor parte de la cual provendría de centrales FBR instaladas en el segundo decenio.

Los FBR aportan un significativo ahorro de combustible recién a largo plazo, ya que hacia el año 2020 sólo se habría economizado un 20 a 25%, aunque a partir de allí los consumos anuales de Unat se reduzcan en 40 a 50% respecto de un parque RT puro.

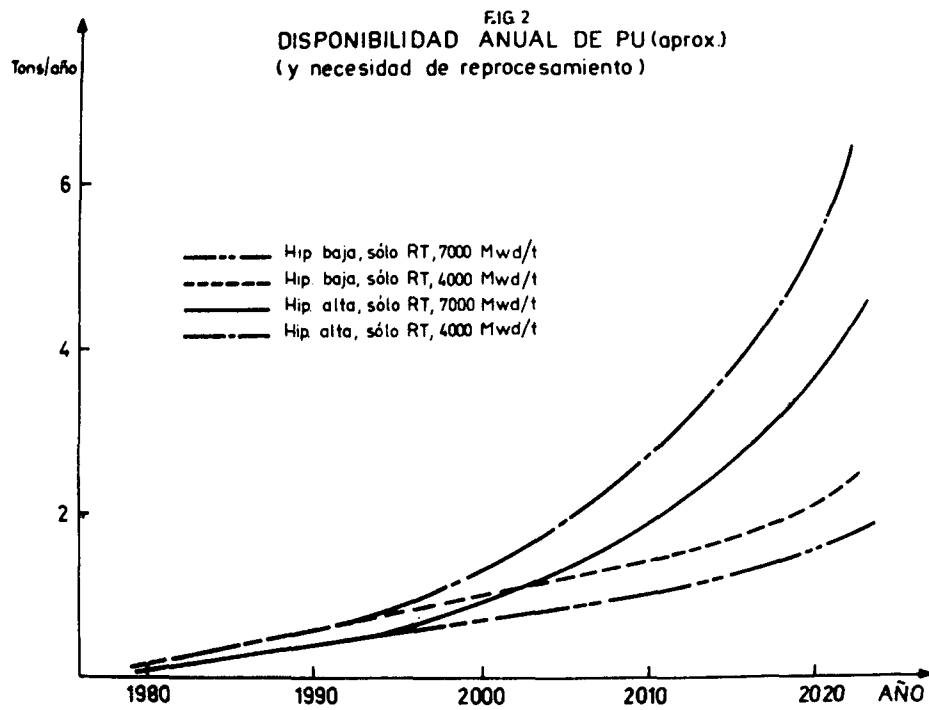
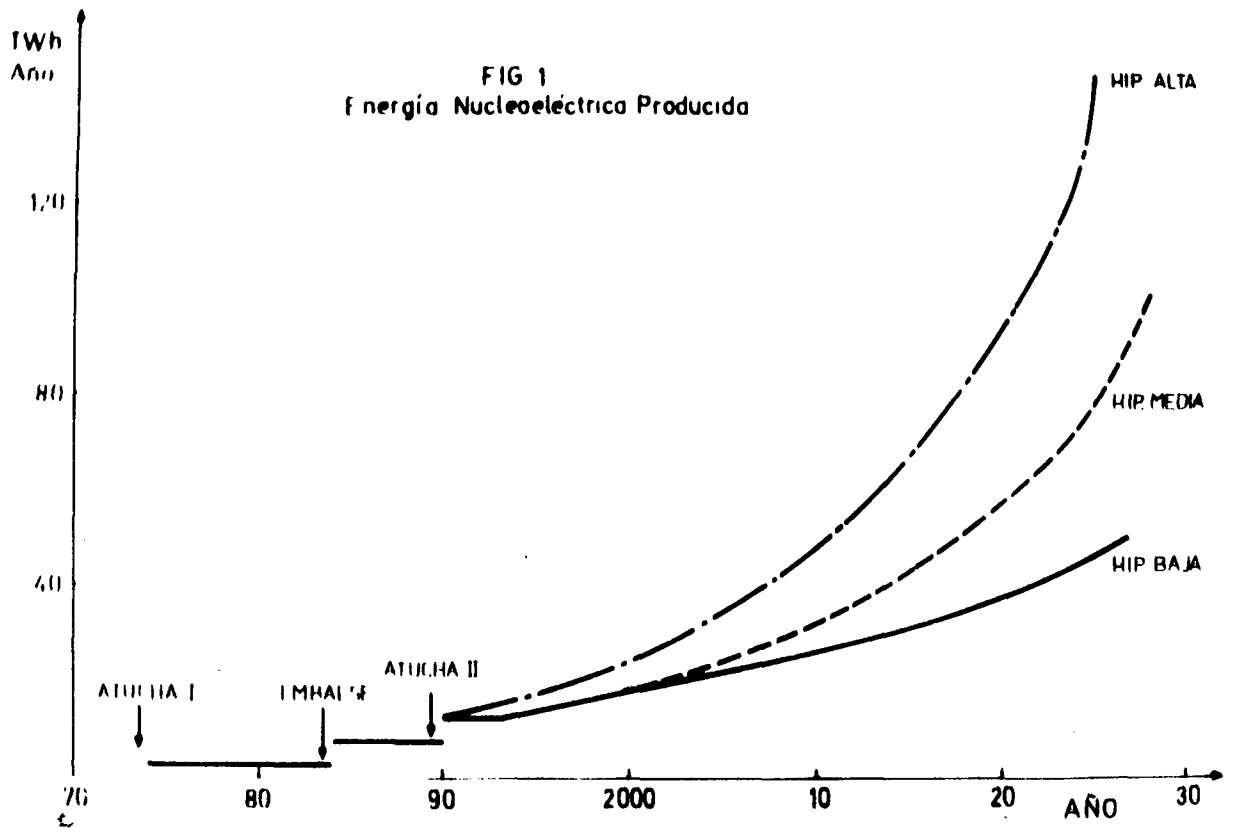
La desaparición del Pu fuera de pila que ocasiona la presencia de los FBR es contrabalanceada por un requerimiento importante de facilidades de reprocesamiento (fundamental en los FBR ya que el combustible quemado contiene más plutonio que el virgen).

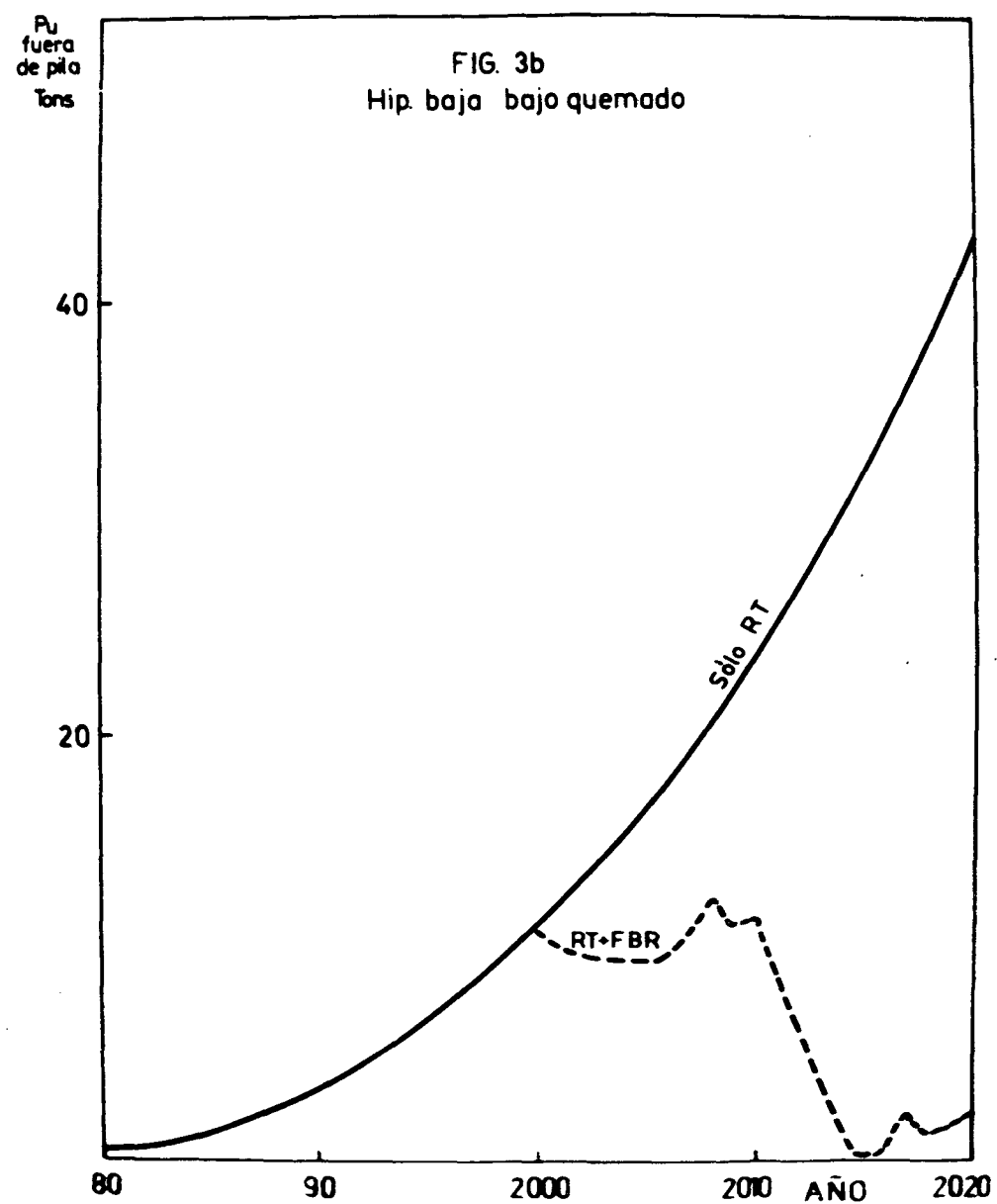
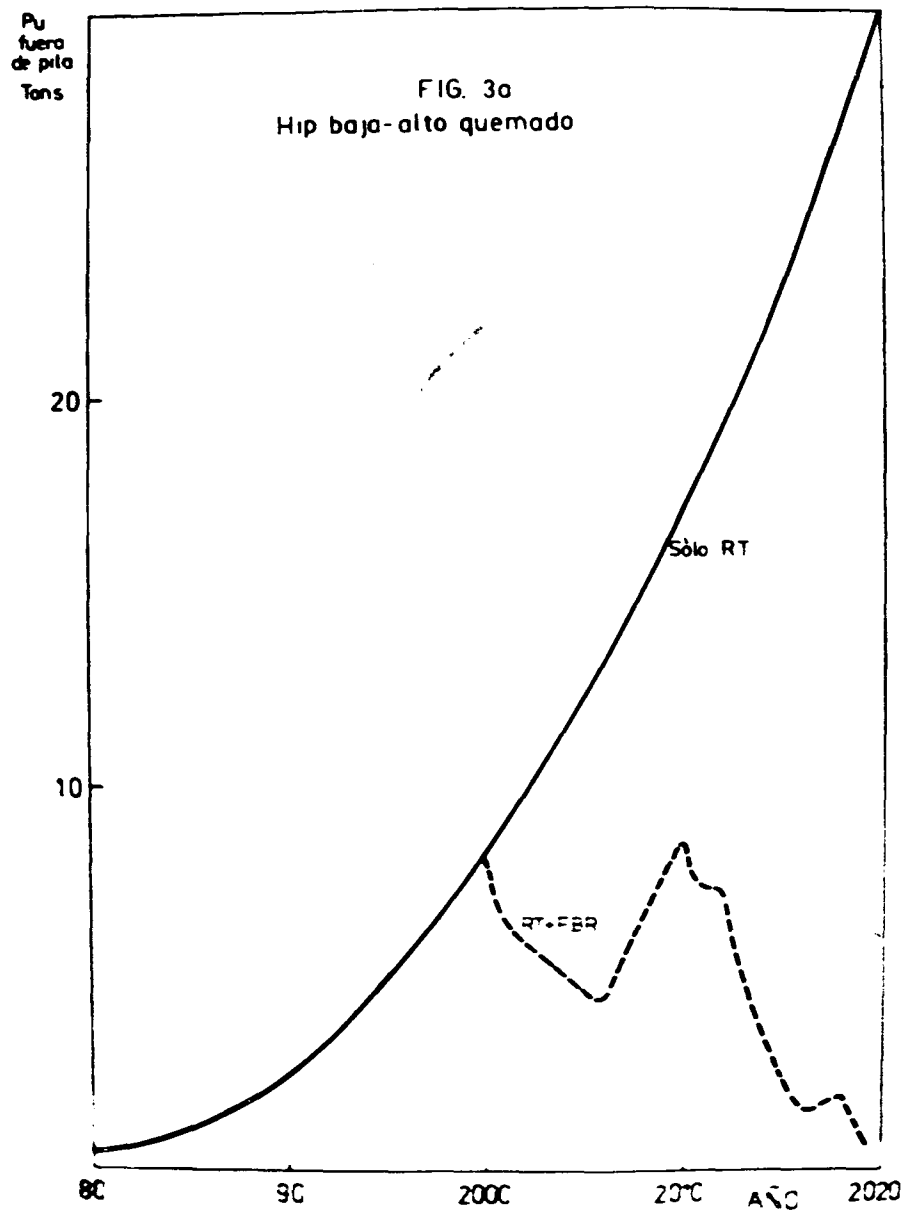
El volúmen de las plantas de reprocesamiento del combustible de los RT puede ser un escollo importante para la llegada del primer FBR. Las plantas para reprocesar el combustible de estos últimos, más compactas, requerirán mayor tecnología, pero deberían estar en operación muy poco tiempo después que el primer FBR, para facilitar la entrada de los siguientes (y darle sentido a su existencia).

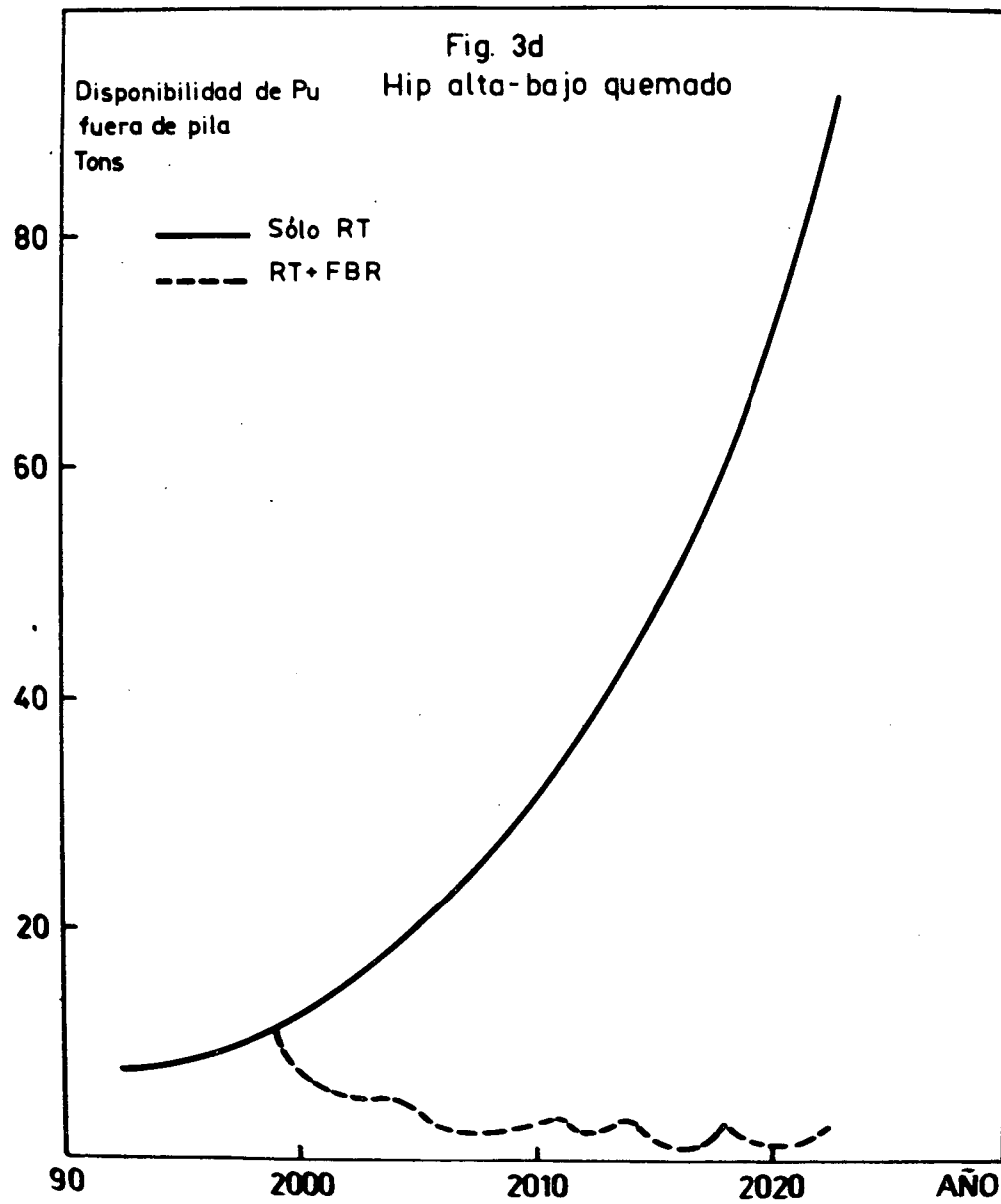
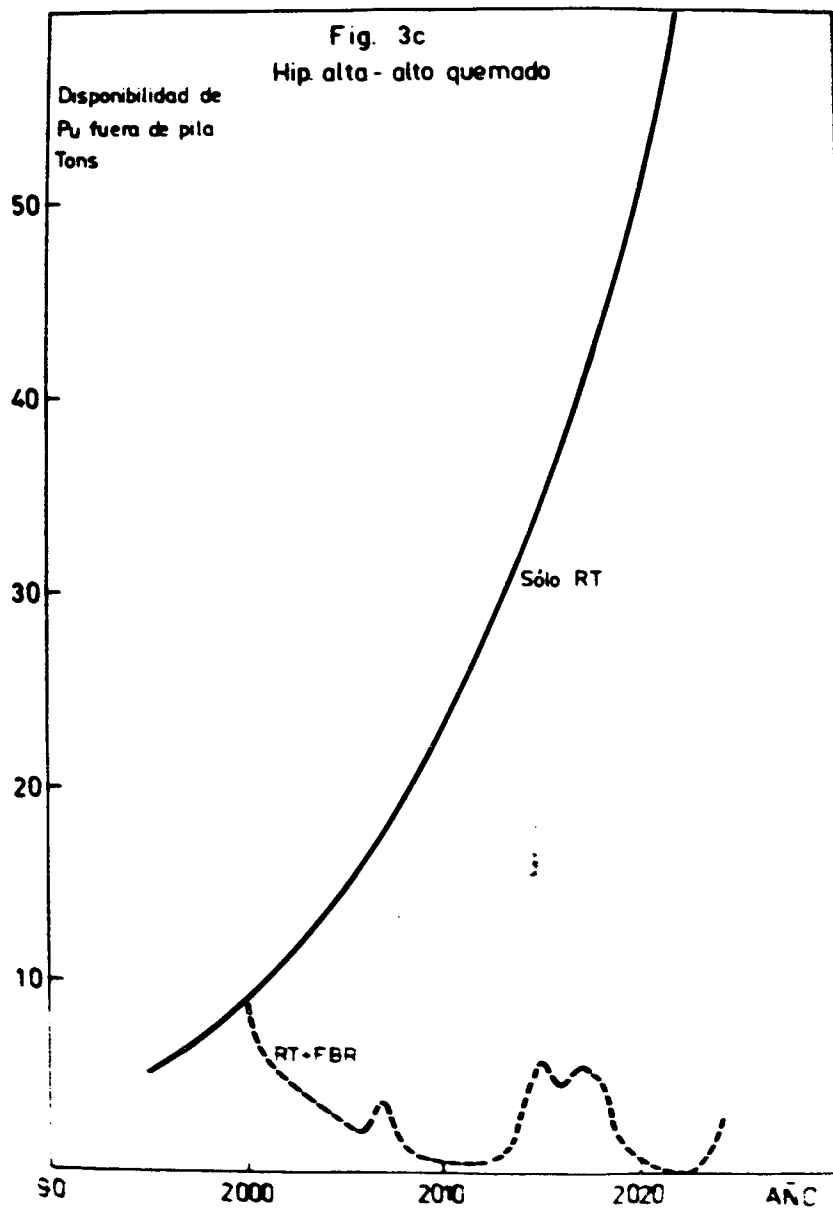
Teniendo en cuenta estos resultados creemos que un proyecto de introducción de FBRs difícilmente podría ver la luz antes del segundo decenio del siglo próximo.

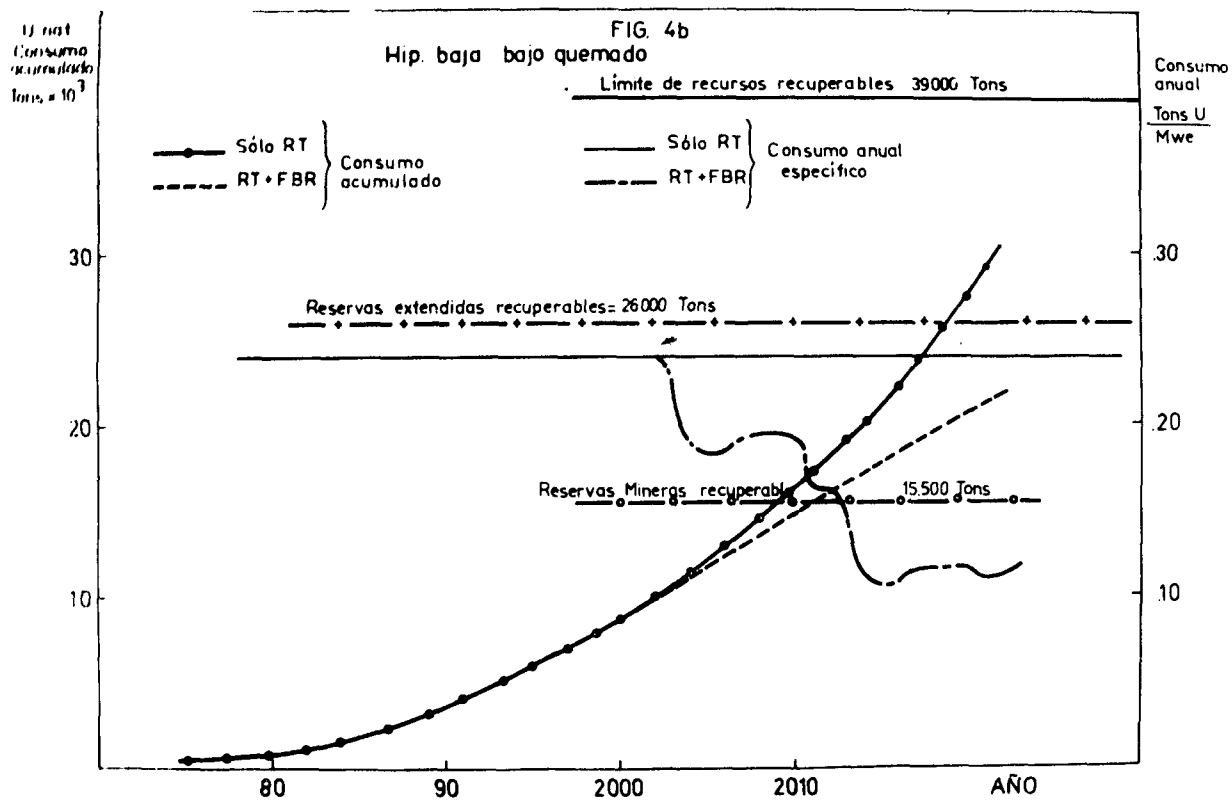
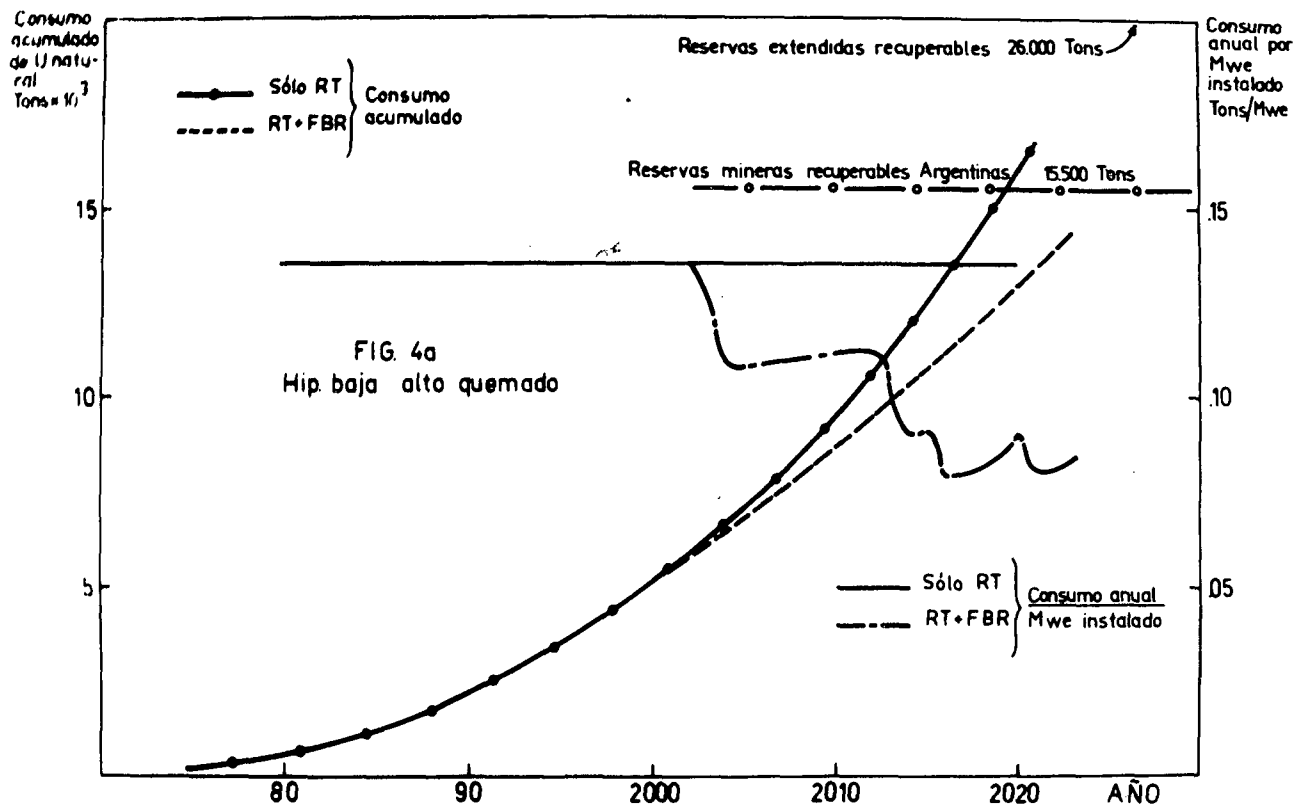
Por otra parte, retrasar su entrada significa posponer el ahorro de combustible y las otras ventajas para fechas muy remotas; en ese caso se pone en juego uno de los objetivos de los planes de desarrollo nuclear nacional que implica la independencia energética. La industria nuclear tendrá un contratiempo a fines del primer cuarto de siglo próximo si no se pasa a algún concepto reproductor, para evitar el agotamiento de las reservas uraníferas propias.

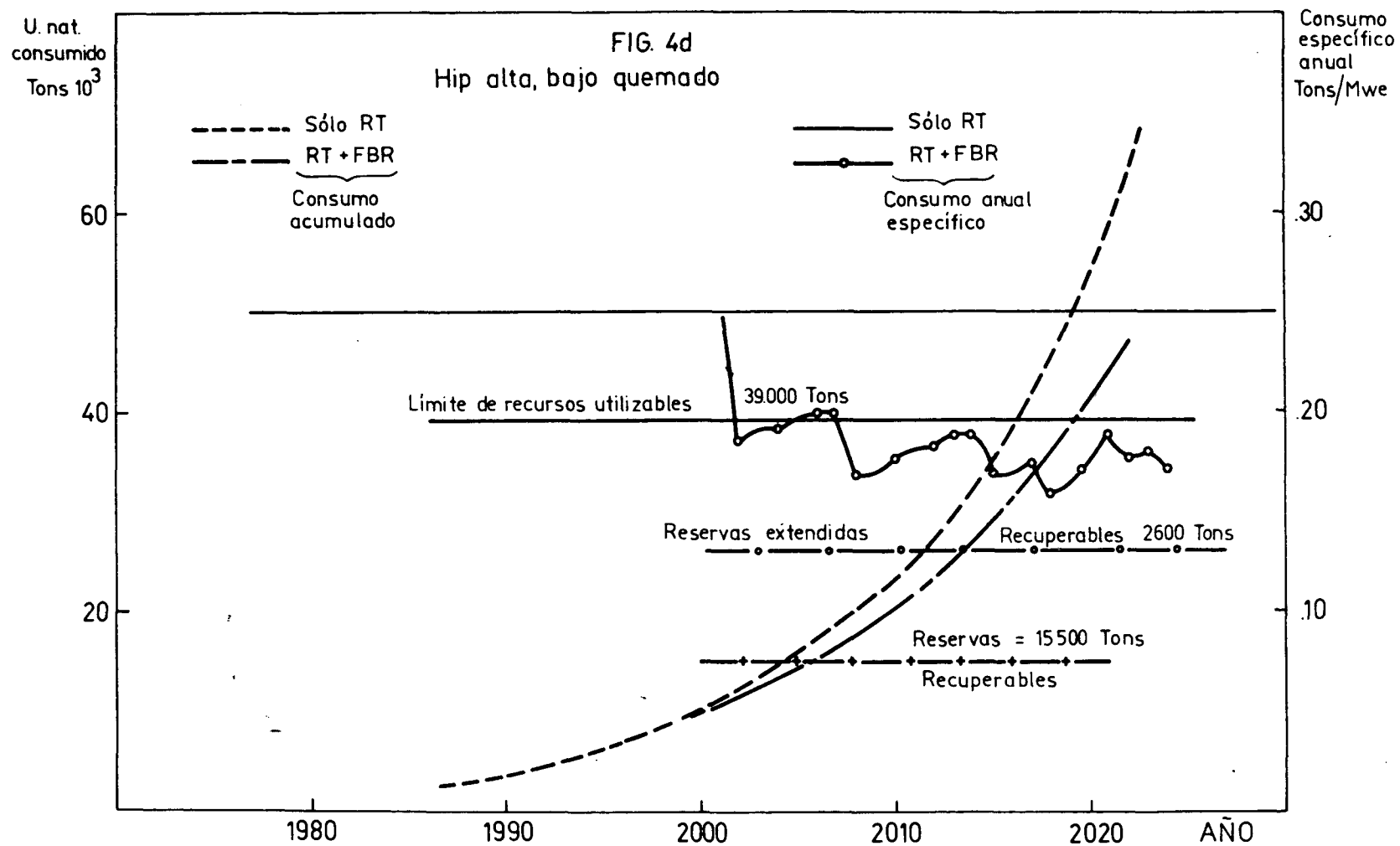
Para no retrasar la entrada de los FBRs urge desarrollar la industria del reprocesamiento y comenzar con la investigación y desarrollo de reactores de este tipo.

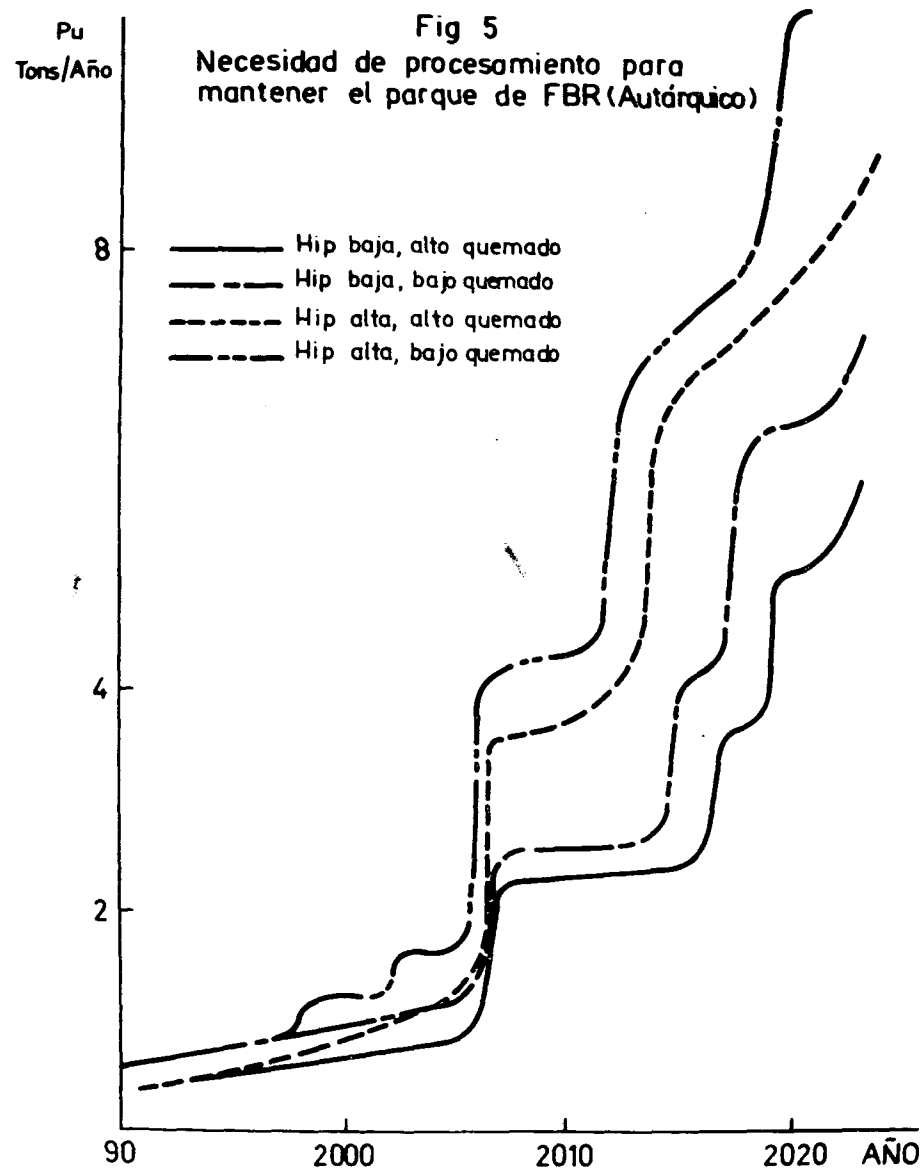
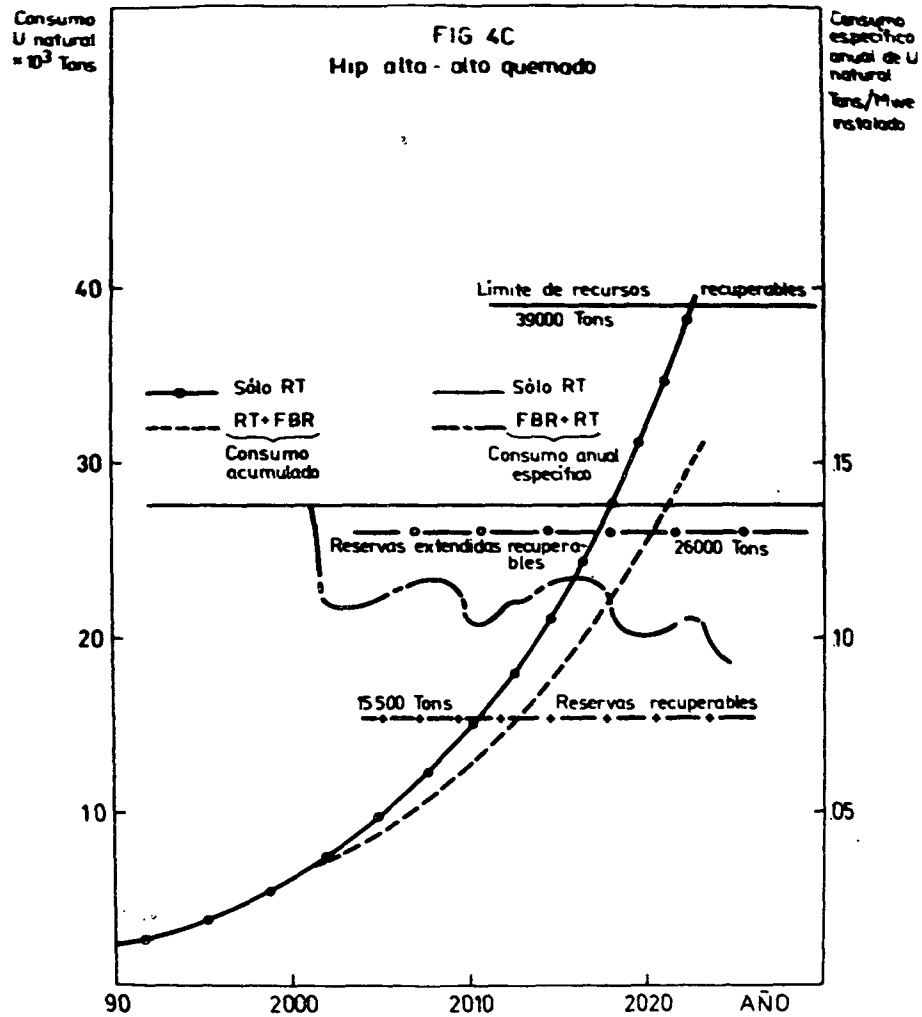












REFERENCIAS

- /1/ Meinel-Meinel - Annals of Nucl. En. 10(3/4) 1983.
- /2/ Servicio Informativo del C.I.E., Feb. 1976.
- /3/ M.Crespi - Informe Energético 8(1981).
- /4/ Executive Intellingence Review - August 1983.
- /5/ E.Jeffs - Energy Int'l 16(7) 1979.
- /6/ FIDE - Coyuntura y Desarrollo N° 63, Nov. 1983.
- /7/ J.Lapeña - Energía 2001, 3 N° 30, Nov.1984.
- /8/ J.Lapeña - Disertación en el Congreso de la AATN, Buenos Aires, Nov. 1984.
- /9/ O.Comellini - Código NURPLA-2, Comunicación privada.
- /10/ Stipanivic - "Recursos Uraníferos Argentinos". Informe a la SeCyT, Enero 1985.

ANEXO VI. BASES PARA LA PROPOSICION DE UN PLAN DE DESARROLLO NACIONAL EN EL AREA DE LOS REACTORES RAPIDOS

El desarrollo nacional en el área de los FBRs es de fundamental importancia si se pretende participar en: la decisión de compra, la evaluación de propuestas, la concepción de alternativas de diseño, la fabricación de partes, etc. de una central de potencia FBR que se quiera instalar en el futuro.

Este desarrollo debe realizarse por etapas necesarias al afianzamiento de los conocimientos y al logro de objetivos sin condicionamientos externos y, como se ha dicho en el capítulo VI debe comenzarse típicamente un cuarto de siglo antes de la entrada en servicio de la primera central de potencia.

En este sentido pensamos que un esquema lógico sería el siguiente:

- a) Seguimiento y formación.
- b) Facilidad crítica
- c) Reactor experimental
- d) Reactor de potencia.

Esto puede ser detallado un poco más de la forma siguiente:

- 1) Creación de un grupo de I y D en neutrónica de FBRs (probablemente al interior de un grupo de ID en neutrónica de reactores).
- 2) Afianzamiento del grupo tratando de establecer contactos con grupos similares en el exterior.
- 3) Establecimiento de un convenio de cooperación científica con alguno de ellos, en lo posible tratando de adquirir experiencia en lo referente a facilidades críticas.
- 4) Incorporación al grupo de un cuerpo ingenieril que se ocupe del diseño de una facilidad crítica.
- 5) Creación de un grupo de combustibles (reprocesamiento) altamente enriquecidos en Plutonio.
- 6) Concepción y construcción de la facilidad crítica.

- 7) Calificación de datos nucleares, códigos etc. con experiencias significativas.
- 8) Reactivación del convenio de cooperación científica y extensión a otras áreas tecnológicas, aprovechándolo sobre todo en el campo de la termohidráulica del Na y del reprocesamiento, (perfeccionamiento en el tema de algunos profesionales argentinos trabajando ya en temas similares).
- 9) Creación de un grupo de termohidráulica del Na y de un grupo de reprocesamiento de combustible de FBRs.
- 10) Creación de un grupo de seguridad (incendios de Na).
- 11) Creación de un grupo de ingeniería (o bien aumento de capacidad del existente en el seno del grupo de neutrónica) con el fin de diseñar un reactor experimental.
- 12) Diseño y construcción del mismo. En paralelo desarrollo de fabricación de elementos combustibles y componentes, reprocesamiento, lucha contra los fuegos de Na, etc.
- 13) Calificación de datos y códigos. Entrenamiento personal etc.
- 14) Estudios de factibilidad y compra del reactor de potencia.

Muchos de estos puntos se solapan y probablemente se deban incluir otros a medida que la experiencia gradualmente adquirida lo indique.

Entre los puntos 1 y 4 pueden pasar unos 4 años y otros tantos entre los puntos 5 y 6.

El punto 7 se desarrollará constantemente a partir de la entrada en servicio de la facilidad.

Para el punto 8 se requieren unos 3 años y otros tantos para el afianzamiento de los grupos de los puntos 9 a 11.

El punto 12 puede requerir unos 5 años.

El punto 13 es equivalente al 7, y se requiere una experiencia operativa de unos 3 años antes de lanzar los estudios del punto 14.

Esto superaría los veinte años, a los que se deben agregar los tiempos de decisión y construcción del FBR de potencia.

Debemos aclarar que el esquema aquí presentado nos parece una base para generar una eventual propuesta y no una propuesta en sí misma, ya que contempla preferentemente el punto de vista de la especialidad del autor. Correspondería, si fuera el caso, asociarle los puntos de vista de especialistas en combustible, termohidráulica, control y reprocesamiento.

ANEXO VII. LA EXPERIENCIA DE LA INDIA EN EL CAMPO DE LOS FBR

Siempre es interesante estudiar las opciones de este país ya que demuestran en general criterios de elección condicionados por presiones internas y (sobre todo) externas similares a las que sufre el nuestro.

El Dr. Rastogi nos decía hace poco tiempo que muchas de las opciones de los planes indios no son tal vez las mejores en forma absoluta pero sí las mejores que se pueden lograr en condiciones a veces muy desventajosas. Este desarrollo del ingenio y la inventiva ha sido también característica de nuestros profesionales y ha redundado en un gran conocimiento y dominio de muchos problemas.

Las necesidades de energía de la India son más acuciantes que las de nuestro país y el plan general de desarrollo nuclear consta de tres etapas:

- a) Implantación de reactores de potencia a U natural.
- b) Uso del Pu producido por los mismos en FBR para convertir U empobrecido en más PU y Thorio en U 235.
- c) Desarrollo de reproductores rápidos basados en el ciclo de Th.

Los avances indios en la primera etapa son conocidos y la construcción de reactores tipo CANDU de 200 Mwe ha pasado a ser una actividad "standard" en los últimos años.

En la década del 60 India comenzó a encarar la 2a etapa enviando un buen número de profesionales al extranjero (típicamente USA-Francia-Alemania) a capacitarse en temas relacionados con los reactores rápidos. La política general era de enviar gente muy capaz, a la cual pagaba el país receptor, teniendo en cuenta que sería este último el primer beneficiario del trabajo de aquellos.

Alrededor de un 90% de estos profesionales regresó a la

India y encontró trabajo en dos proyectos importantes: PURNIMA y FBTR.

Purnima era una facilidad crítica a Pu altamente enriquecido que sirvió para el desarrollo de la neutrónica del Pu con alguna aplicación a la explosión de 1973.

Paralelamente, un acuerdo había sido realizado con Francia para la construcción de FBTR, originalmente hermano gemelo de RAPSODIE.

Los problemas generados por la explosión india se sintieron en FBTR. El combustible ($30\% \text{ PuO}_2 + 70\% \text{ UO}_2$ enriquecido en 85% de U235) no estaba más disponible en razón del bloqueo a las exportaciones de U enriquecido en dirección a la India. Localmente se comenzó a trabajar en óxido mixtos 70% PuC - 30% UC y como consecuencia de ello FBTR ha sido cargado con este promisorio combustible, después de algunas modificaciones del diseño del núcleo.

1985 es un gran año de los FBR en India; FBTR será crítico por primera vez, indicando la entrada de este país en el pequeño grupo de naciones que manejan la tecnología de los reactores rápidos.

AGRADECIMIENTO

Deseo expresar aquí mi reconocimiento a:

Los Dres. Omero Comellini (ENEA, Italia), Massimo Salvatores (CEA, Francia) y Alfredo Vasile (CEA, Francia) por el asesoramiento en algunos de los temas presentados.

Los Dres. Jaime Moragues y Roberto Corcuera por sus indicaciones en cuanto a la forma y presentación y la crítica objetiva de este trabajo.

La Srta. Graciela Mastrogiacomo y la Sra. Marta Gismondi, quienes mecanografiaron el texto principal, y los anexos respectivamente y al Sr. Jorge Altamirano quien confeccionó las figuras.

C. J. G.