

CNEA 375

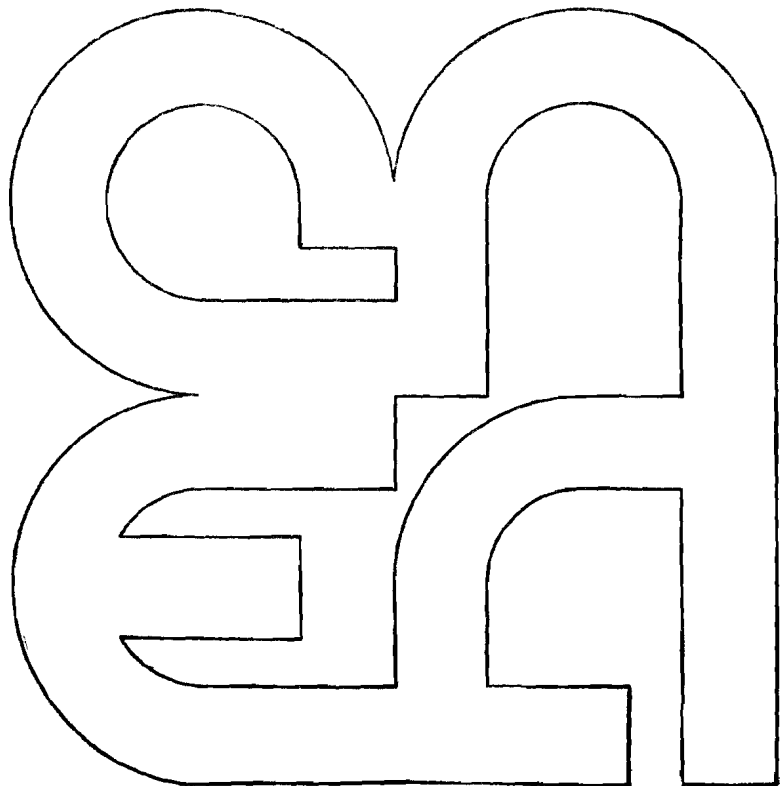
# Requerimiento en Combustible Nuclear de cada Línea de Reactores en una Estrategia a Largo Plazo

Roberto Solanilla

Comisión  
Nacional  
de Energía  
Atómica

República Argentina

Buenos Aires, 1974



INIS CLASSIFICATION AND KEYWORDS

E23

ARGENTINA  
NUCLEAR FUELS  
POWER REACTORS  
NATURAL URANIUM  
FAST BREEDER REACTORS  
NUCLEAR POWER PLANTS  
PLUTONIUM  
NUCLEAR INDUSTRY  
OPTIMIZATION  
ECONOMICS  
REPROCESSING  
COST  
FUEL CYCLE

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

REQUERIMIENTO EN COMBUSTIBLE NUCLEAR DE CADA LINEA  
DE REACTORES EN UNA ESTRATEGIA A LARGO PLAZO\*

Roberto Solanilla

RESUMEN

La influencia de diferentes estrategias de selección de Centrales Nucleares en los requerimientos de combustible nuclear es analizada para un plan de equipamiento nuclear para la Argentina, que se extiende durante 30 años.

ABSTRACT

*Uranium requirements for different long-term reactor strategies*

The influence on nuclear fuel consumption due to different long term power reactor strategies that may be applied in Argentina is evaluated for the coming 30 years.

INTRODUCCION

El método de cálculo propuesto<sup>(1)</sup> permite determinar el requerimiento neto de uranio natural, para un sistema eléctrico nuclear en expansión continua cuya potencia instalada está dada por una función  $p = f(t)$ . Para ello, se plantea el balance entre:

---

\* Este trabajo es parte de un documento interno producido por los Dres. DiPrimo, Carrera e Ing. Solanilla, de fecha 30 de mayo 1972.

- a) las necesidades de combustible para abastecer la demanda al tiempo  $(t + \Delta t_1)$  con el sistema de reactores en régimen de equilibrio;
- b) la recuperación del combustible usado, salido del sistema de reactores al tiempo  $(t - \Delta t_2)$ , con el mismo régimen anterior; y
- c) un término que da cuenta de las condiciones previas al régimen de equilibrio de los reactores del sistema y que depende de la tasa de expansión de la potencia nucleoelectrica.

Este balance puede representarse por la expresión siguiente:

$$f(t + \Delta t_1) \cdot \frac{k}{n_e} - f(t - \Delta t_2) \frac{c}{n_e} + Z \frac{df(t)}{dt} = R(t) \cdot f(t) \cdot L$$

En la expresión anterior:

$k$  = kg. de uranio natural requeridos por MWe instalado.

$c$  = kg. de uranio natural recuperado por MWe instalado ( $c = 0$  para la línea de uranio natural).

$n_e$  = número efectivo de años =  $n/L$ .

$n$  = años de residencia promedio de un núcleo en el reactor.

$L$  = Factor de carga.

$\Delta t_1$  = período de tiempo (años) que transcurre desde que el uranio requerido sale de la planta de refinamiento hasta que reside  $n/2$  años en el reactor.

$\Delta t_2$  = período de tiempo (años) que partiendo de  $n/2$  años de residencia llega al fin del reprocesamiento.

$t$  = el momento para el que se realiza el cálculo.

$Z$  = factor que, expresado en kg. de uranio natural por MWe generado, da cuenta de: 1) las reservas de uranio natural al pie de la central; 2) el período de puesta en marcha y 3) las condiciones iniciales diferentes a las de equilibrio.

$\frac{df(t)}{dt}$  = velocidad de expansión del sistema nucleoelectrico en MWe/año.

$R(t)$  = requerimiento anual de uranio natural, en la planta de refinamiento del  $U_3O_8$ , al tiempo  $t$ , en kg de uranio por MWe año.

Los factores  $k$ ,  $c$  y  $n$  son parámetros característicos del tipo de reactor, mientras que los otros dependen además del sistema eléctrico y de la gestión externa del combustible.

Un formulismo similar es empleado en el cálculo del trabajo de separación isotópico requerido en el combustible del reactor a agua liviana (LWR).

Si la estrategia incluye un conjunto de reactores usuarios del plutonio generado en convertidores es necesario plantear también el balance entre el plutonio producido y el requerido para alimentar los reactores usuarios, el que permite determinar en que proporción éstos contribuyen a la potencia nucleoelectrica total.

Si los reactores usuarios son reproductores rápidos (FBR), para un sistema nucleoelectrico con tasa de expansión y factor de utilización constante (e igual para todos los reactores del sistema), ellos proveerán la totalidad de la potencia nucleoelectrica cuando la tasa de expansión del sistema nucleoelectrico coincida con la correspondiente al tiempo de doblamiento del FBR.

Si este último sistema produce una cantidad de plutonio igual a la requerida para doblar la potencia en un tiempo mayor que el correspondiente a la duplicación de la potencia nucleoelectrica, el sistema es deficitario en plutonio. Entonces, el déficit de plutonio es suministrado por el sistema de reactores convertidores. Este caso corresponde a sistemas eléctricos con elevadas tasas de expansión, como es característico de los países en desarrollo. La entrada de los reactores reproductores no implica entonces la desaparición de los convertidores, sino que la coexistencia es necesaria.

Los cálculos aquí realizados se basan en que el sistema nucleoelectrico nacional estará en expansión hasta 1985, con una tasa de crecimiento variable, adecuada a los pronósticos a corto plazo. Desde 1985, la tasa de expansión se supone constante e igual para todos los tipos de reactores del sistema hasta el año 2003.

Los sistemas analizados incluyen como máximo dos tipos diferentes de reactores, de los cuales uno es un reproductor rápido, cuya participación, a partir de 1985, en el parque está limitada por el balance entre el plutonio producido por el sistema y el requerido por los reproductores.

Para poder evaluar el comportamiento futuro de los sistemas considerados es imprescindible usar ciertas hipótesis y aproximaciones (algunas de ellas descriptas más arriba) en el método de cálculo. Por ello, es importante destacar que los resultados obtenidos tienen sólo un valor indicativo.

## DATOS USADOS

La tabla 1 muestra los valores adoptados para las performances de los reactores en consideración: PWR, BWR, HWR-Candu, BLHWR, PHWR y FBR (Ver Anexo). Para este último se supusieron dos diseños, FBR (1), con tiempo de doblamiento interno lineal igual a 12 años, y FBR (2), con ese tiempo igual a 5 años. Incluyendo los tiempos fuera del reactor y la expansión del sistema eléctrico, esos tiempos de doblamiento corresponden, respectivamente a 3,9% y 7,7% de tasa de expansión anual.

La ley de expansión de la potencia,  $p = f(t)$ , fue construída a partir de 900 MWe instalados a fines de 1977, 2100 MWe en 1980 y 5100 MWe en 1985, ajustada por un polinomio de tercer grado. A partir de 1985 se supone una ley del tipo  $(1 + s)^t$ , en la cual "s" es la tasa constante de expansión (cercana al 12% anual), con la que se llega a 30000 MWe nucleares para fin de siglo.

El factor de carga adoptado fue igual a 0.8 en todos los casos y constante durante todo el período de tiempo analizado.

Con el objeto de hacer visible la influencia de la tasa de expansión, se varió la potencia nucleoelectrica pronosticada para el año 2000 de 30000 a 15.000 MWe, conservando los 5100 MWe del año 1985.

## CASOS ESTUDIADOS

I. Parque nuclear de 30000 MWe en el año 2000, integrado optativamente por:

- a) PWR + FBR (1)
- b) HWR-Candu + FBR (1)

Estas estrategias extremas en requerimientos uraníferos, son consideradas de base. Para evaluar la influencia de otras hipótesis, se analizó:

II. Parque nuclear de 30000 MWe en el año 2000, integrado optativamente por:

- a) BWR + FBR (1)
- b) PHWR + FBR (1)
- c) A partir de 1980, introducción del BLHWR con reciclado de plutonio, reemplazando a la estrategia I. b).

III. Entrada del reactor rápido FBR (2), a partir de 1990, y su influencia los casos I. a) y b).

IV. Parque nuclear de 15000 MWe en el año 2000, integrado optativamente por:

- a) PWR + FBR (2)
- b) HWR-Candu + FBR (2).

#### RESULTADOS OBTENIDOS

La figura 1 indica la participación de los reactores rápidos reproductores y térmicos considerados en el parque nucleoelectrico de 30000 MWe instalados en el año 2000. En la figura 2 puede verse la participación del FBR (2) en la estrategia III. La mayor velocidad del FBR (2) en multiplicar el inventario de plutonio se traduce en una mayor contribución en el sistema. Debido a las características de expansión del parque, el ingreso del FBR(2) presupone mantener constante la potencia suministrada por los reactores térmicos durante un período de tiempo mayor que en el caso de las estrategias con el FBR(1).

Analizando ambas figuras se comprueba que la participación del reactor rápido reproductor es mayor cuando está asociado al convertidor térmico a base de uranio natural (HWR). Ello se debe a que el reactor HWR produce más plutonio por unidad de energía, (tabla 4). Debido a esta característica la energía suministrada por los HWR en un lapso largo, que incluya la introducción del reactor rápido reproductor, es menor que la correspondiente a la estrategia que emplea reactores LWR.

Los requerimientos netos anuales y acumulados de uranio natural de la planta de refinamiento del  $U_3O_8$  calculados año por año para diferentes tiempos, a partir de 1973, se muestran en la tabla 2, para las estrategias de base consideradas. En la misma tabla se presentan las necesidades en trabajo de separación isotópica (kg USW) en la planta de enriquecimiento, masa de uranio irradiado reprocesado (uranio + plutonio en el caso del FBR) e inventario de agua pesada instalada en los reactores nucleares.

Con esos datos se construyen las figuras 3, 4, 5 y 6, y sobre la base de los mismos se calculó la cantidad de uranio (o uranio + plutonio) contenida en elementos combustibles, que, expresada como toneladas/año, se representan en la figura 7 para las estrategias básicas (a la entrada de la fábrica).

La tabla 3 sintetiza los resultados del efecto producido por alteraciones mencionadas en *casos estudiados* en un período de 27 años.

Los requerimientos en  $U_3O_8$  acumulados en el período 1973-2000 dependen de la combinación de reactores elegida, como se muestra a continuación

para un parque nucleoelectrico de 30000 MWe en el año 2000, y en orden creciente de necesidades:

Requerimientos en tn  $U_3O_8$  (en planta)

ESTRATEGIA	PERIODO 1973-2000	COMPROMETIDOS POR EL PARQUE NUCLEAR
HWR + FBR(1)	22750	47000 + 22750
HWR + BLHWR	23200	66000 + 23200
HWR + FBR(2)	23400	27000 + 23400
PHWR + FBR(1)	25300	55000 + 25300
PWR + FBR(2)	36800	43000 + 36800
BWR + FBR(1)	41500	54000 + 41500
PWR + FBR(1)	42000	61000 + 42000

La última columna muestra la cantidad de  $U_3O_8$  comprometida por el parque nuclear asignando un período de depreciación igual a 30 años para las centrales nucleares. Las tn  $U_3O_8$  comprometidas equivalen a las acumuladas en 60 años si la distribución de potencia en los últimos 30 años corresponde a la de la figura 8.

Comparando estas demandas con las reservas indicadas en la tabla 5, es posible comprobar que los recursos razonablemente asegurados conocidos a la fecha, a un costo hasta US\$ 15/lb.  $U_3O_8$ , (22,300 tn de  $U_3O_8$ ), pueden abastecer los requerimientos de las estrategias basadas en reactores alimentados a uranio natural, y deben ser sustancialmente incrementados para las demás estrategias.

La masa de  $U_3O_8$  total requerida por el parque nucleoelectrico de fin de siglo es compatible con todos los recursos uraniferos argentinos estimado a la fecha.

En el caso que sean instalados solamente 15000 MWe en el año 2000 esas reservas son compatibles con cualquiera de las estrategias de base (Tabla 3 alternativa IV).

El ingreso del reactor reproductor rápido avanzado FBR(2) a partir del año 1990 permite disminuir el requerimiento en trabajo de separación (8%) y en inventario de agua pesada (32%).

La reducción en esos items es sustancial cuando la potencia en el año 2000 es de 15000 MWe.

El efecto del atraso en la incorporación del reactor reproductor rápido avanzado FBR(2) en el inventario acumulado requerido de uranio natural y en material que pasó por las plantas de reprocesamiento hasta el año 2000, no es lo mismo cuando el plutonio es producido por reactores térmicos HWR o LWR. En el segundo caso la reducción en uranio acumulado, computado en la planta de producción del  $U_3O_8$ , proviene de que debido al balance del plutonio de la estrategia LWR + FBR(2) y de la característica de expansión del sistema, la máxima participación del FBR(2) se alcanza más rápidamente que en el caso HWR + FBR(2). La cantidad de material reprocesado hasta el año 2000 depende del tamaño del parque ( $T_2 + \frac{n}{2}$ ) años antes. En ese caso el atraso del FBR(2) repercute en la estrategia que incluye HWR y es insensible en la I.a.

Como se ha hecho notar en el Anexo la necesidad del reprocesamiento en la estrategia (HWR + FBR) está condicionada por la fecha de introducción de los reactores rápidos reproductores.

El reemplazo de la estrategia I. b). en 1980 por el BLHWR con reciclado de plutonio, hasta el año 2000, permite reducir en un 13 % el inventario requerido de agua pesada.

La estrategia propuesta con el BLHWR (II. c.) requiere introducir el reprocesamiento en el ciclo de combustible, como en las estrategias basadas en el LWR. La cantidad a reprocesar es reducida respecto a la requerida por la combinación HWR + FBR(1).

El reemplazo del HWR por PHWR en la estrategia I. b). conduce a incrementos en el consumo de uranio natural (11 %), la cantidad de material a reprocesar (20 %) y el inventario de agua pesada (30 %). Adoptando los valores de diseño de la propuesta PHWR (sin reciclado Pu) para la Central Nuclear Córdoba las dos primeras diferencias se reducen en 50 %.

Usando reactores BWR en lugar de PWR en la estrategia I. a). los requerimientos en uranio natural y en material a reprocesar permanecen aproximadamente iguales, pero se reduce el trabajo de separación necesario en un 12%.

A mediano plazo, la demanda anual de elementos combustibles para los HWR llega a superar en un 300 % (1981) la requerida por los LWR. Esta situación se mantiene aún después del ingreso de los FBR(1).

## REFERENCIA

- (1) P.M. MARGEN. Proceedings of a Symposium on Heavy Water Reactors, IAEA, 1967, p. 504.

	URANIO NATURAL				PLUTONIO FISIONABLE						
	PWR	BWR	HWR	BLHWR*	PHWR	BWR	HWR	PHWR	BLHWR*	FBR(2)	FBR(1)
Masa entrada de U ó Pu k $\frac{\text{kg}}{\text{MWe}}$	equil.	630*	165	120	120	0.	0.	0.	≈ 1.23	2.10	2.30
	1er. núcleo	525*	165	120	120	0.	0.	0.		2.10	2.30
Masa salida de U ó Pu c $\frac{\text{kg}}{\text{MWe}}$	equil.	122*	0.	0.	0.	0.6	0.75	0.32	≈ 1.23	2.77	2.65
	1er. núcleo	122*	0.	0.	0.					2.77	2.65
Tiempo de residencia n (años)	equil.	2.6	3.4	1.18	2.2	0.7			2.2	1.6	1.84
	1er. núcleo	2.0	2.64	1.10	2.0	0.7			2.0	1.6	1.84
T <sub>1</sub> (años)	equil.	1.6	1.6	0.83	1.00	0.83			1.00	0.5	0.5
	1er. núcleo	1.9	1.9	1.333	1.17	1.333			1.17	0.5	0.5
T <sub>2</sub> (años)		0.83	0.83	0.666	0.666	0.666			0.666	1.3	1.3

TABLA 1

*Datos de las características físicas principales de los reactores considerados en el estudio.*

T<sub>1</sub> : Período de tiempo pre irradiación desde planta refinamiento "yellow cake" (o planta reprocessamiento para el plutonio) hasta la entrada al reactor incluyendo el transporte.

T<sub>2</sub> : Período de tiempo post irradiación desde la salida del reactor hasta la recuperación del Uranio (o plutonio) en forma de nitrato al final de la etapa de reprocessamiento con inclusión del transporte.

\* : Los valores se refieren a una cola de la planta de difusión de 0.20 %.

\* : Los datos fueron extraídos de la Referencia 6 del Anexo. El inventario de D<sub>2</sub>O adoptado es de 0.3 kg/KWe instalado.

**TABLA 2**

*Resultados obtenidos para las estrategias l.a. y l.b.*

AÑO		1967	1980	1985	1990	1995	2000	
PWR	tn U/año	110*	621	639	1240	2239	4063	
	tn U	930	2573	5650	10509	19390	35551	
	tn USW/año		464	582	1072	1974	3620	
	tn EC/año *	180	1340	3905	8139	15915	30227	
	tn EC /año *	70*	142	169	266	448	781	
	FBR(1)	tn UR <sup>x</sup> /año		25	96	123	225	414
						FBR 71	134	247
tn UR <sup>x</sup>		50*	175	757	1552	2696	4576	
				FBR220	749	1730		
HWR	tn U/año	80*	358	464	631	1154	2036	
	tn U	570	1475	3765	6461	11040	19258	
	tn EC/año *	170*	341	464	621	1124	1985	
	+	tn UR <sup>x</sup> /año		145	414	436	761	1398
						FBR 88	200	370
	FBR(1)	tn UR <sup>x</sup>	50*	396	2178	4520	7802	13645
						FBR239	1018	2500
tn D <sub>2</sub> O requ. anual		420	420	0	280	700	1155	
	acumulado	720*	1600	2995	3520	6250	10940	

\* Incluye la carga correspondiente a la CNA.

x UR se refiere al uranio a reprocessar contabilizado a la entrada de la planta. En caso del FBR las cifras se refieren al material del núcleo, y de la envoltura.

\* EC es la cantidad de uranio (o uranio + plutonio) contenido en los elementos combustibles y computada a la entrada de la fábrica de elementos combustibles.

**TABLA 3**  
*Efecto de la variación de algunos parámetros sobre los requerimientos acumulados hasta el año 2000 de las estrategias de base*

Alternativa	II. a BWR + FBR (1)	II. b PHWR + FBR (1)	II. c BLHWR desde 1980	III atraso en 5 años y entrada del FBR(2)	IV 15.000 MWe en el año 2000
Variación en el inventario de uranio natural requerido, acumulado en 27 años (tn)	PWR + FBR -309 (0,9%) HWR + FBR	+2167 (11%)	+400 (2%)	-4356 (13%) +596 (3%)	-15000 (42%) -9000 (47%)
Variación en el trabajo de separación requerido acumulado en 27 años (tn de USW)	PWR + FBR -3707 (12%)			-2448 (8%)	-20000 (66%)
Variación en la cantidad de material reprocessado acumulado en 27 años (tn)	PWR -388 (0,8%)			+150 (0,3%)	-2000 (44%)
	FBR			-96 (5%)	-300 (17%)
	HWR	+2800 (20%)	-1890 (14%)	+2349 (17%)	-7000 (50%)
	FBR		-2500(100%)	-693 (28%)	-17000 (68%)
Variación del inventario de agua pesada instalada acumulado en 27 años (tn)	HWR + FBR	+3300 (30%)	-1300 (13%)	-3460 (32%)	-3000 (27%)

**TABLA 4**

*Consumo de Uranio Natural y Producción de Plutonio Fisionable de los Reactores Nucleares considerados*

	PWR		BWR	HWR		PHWR	BLHWR
	(1)			(2)			
kg. de uranio natural consumido por MWe año	209 (167)*	200 (146)*	185 (140)*	144	139	170 (110)x	55
kg. de plutonio producido por MWe año		0.23	0.22		0.42	0.46	*

- \* Considerando el uranio recuperado después del reprocesamiento (cola 0.2%)
- x Versión propuesta para la Central Nuclear Cordoba con reciclado de plutonio.
- \* Depende del enriquecimiento inicial en plutonio.
- (1) Cola 0.275 % y versión Westinghouse - CNC.
- (2) Versión CNC.

**TABLA 5**

RECURSOS URANIFEROS ARGENTINOS (1973)\*

*Recursos razonablemente asegurados en toneladas de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> acumulados según costos de elaboración del concentrado (yellow cake) expresados en US\$ por libra de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>*

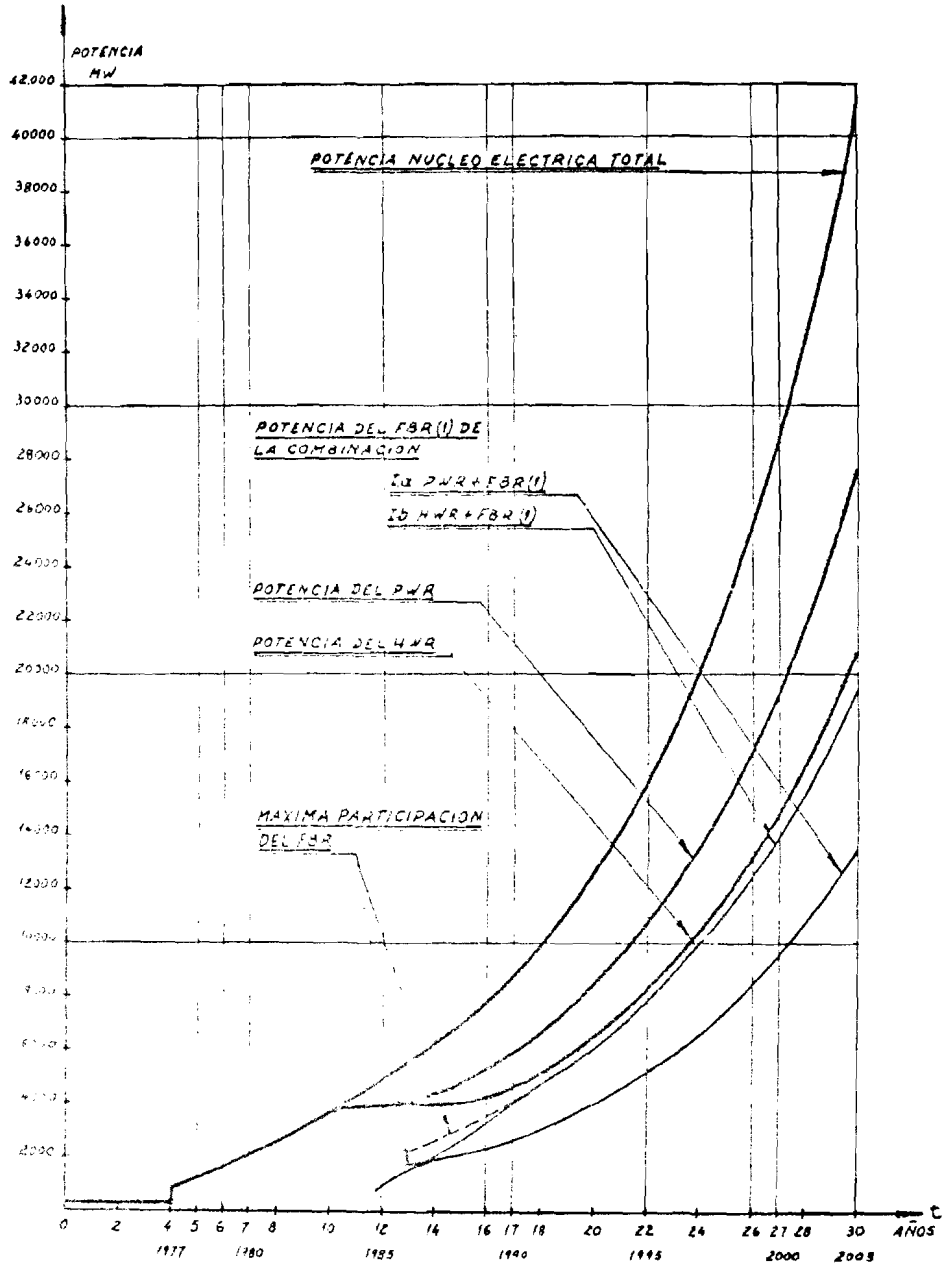
MENOR a US\$ 10	MENOR a US\$ 15	MENOR a US\$ 30
12.935	16.030	20.310

$$1 \text{ tn } U_3O_8 = 1,18 \text{ tn } U$$

\* Datos recogidos por Información Técnica y actualizados (1974) y aprobados por el Area de Materias Primas.

**FIGURA 1**

*Participación del FBR en las Estrategias I.a I.b*



**FIGURA 2**  
*Participación del FBR(2) en la estrategia III*

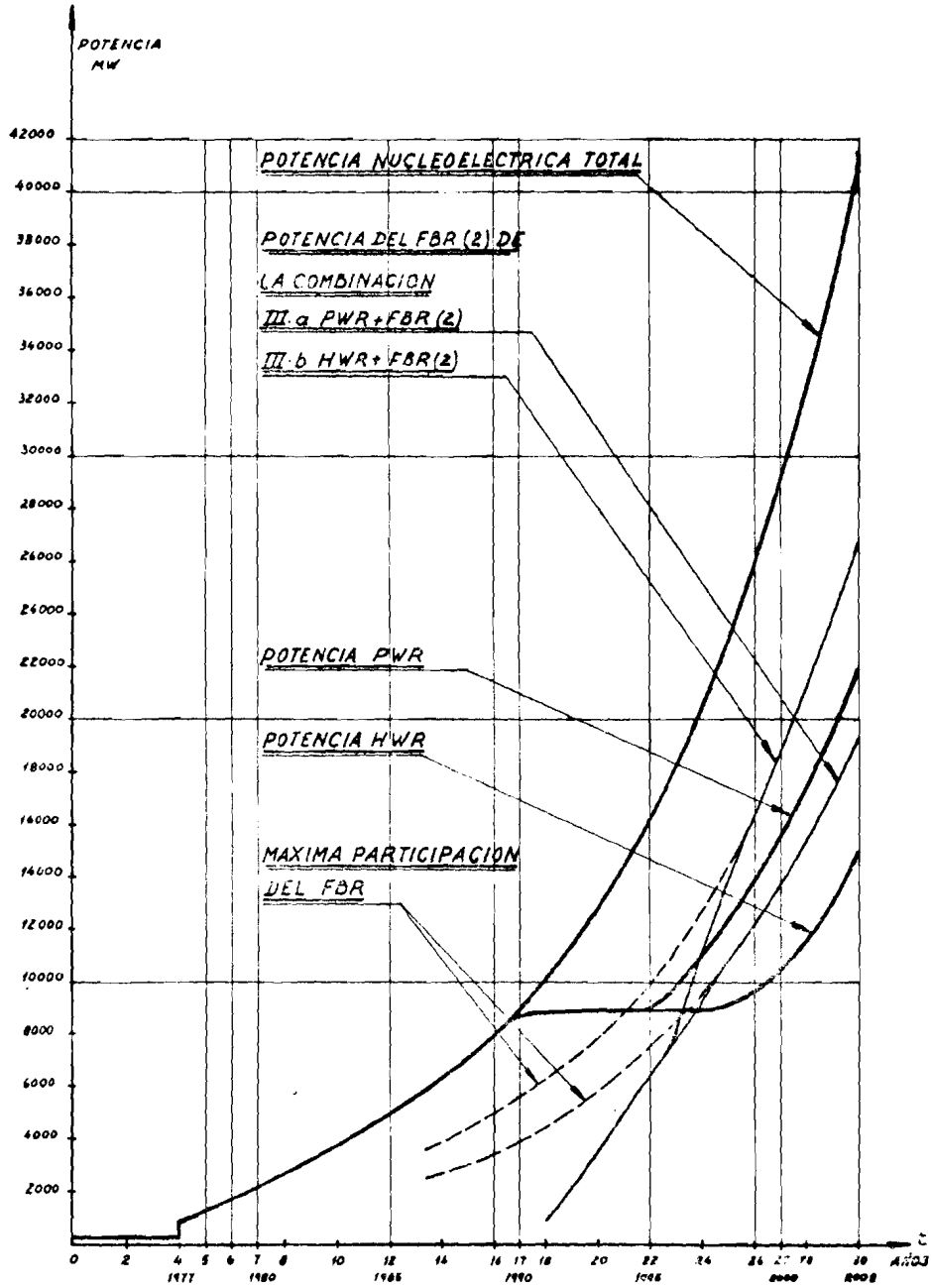
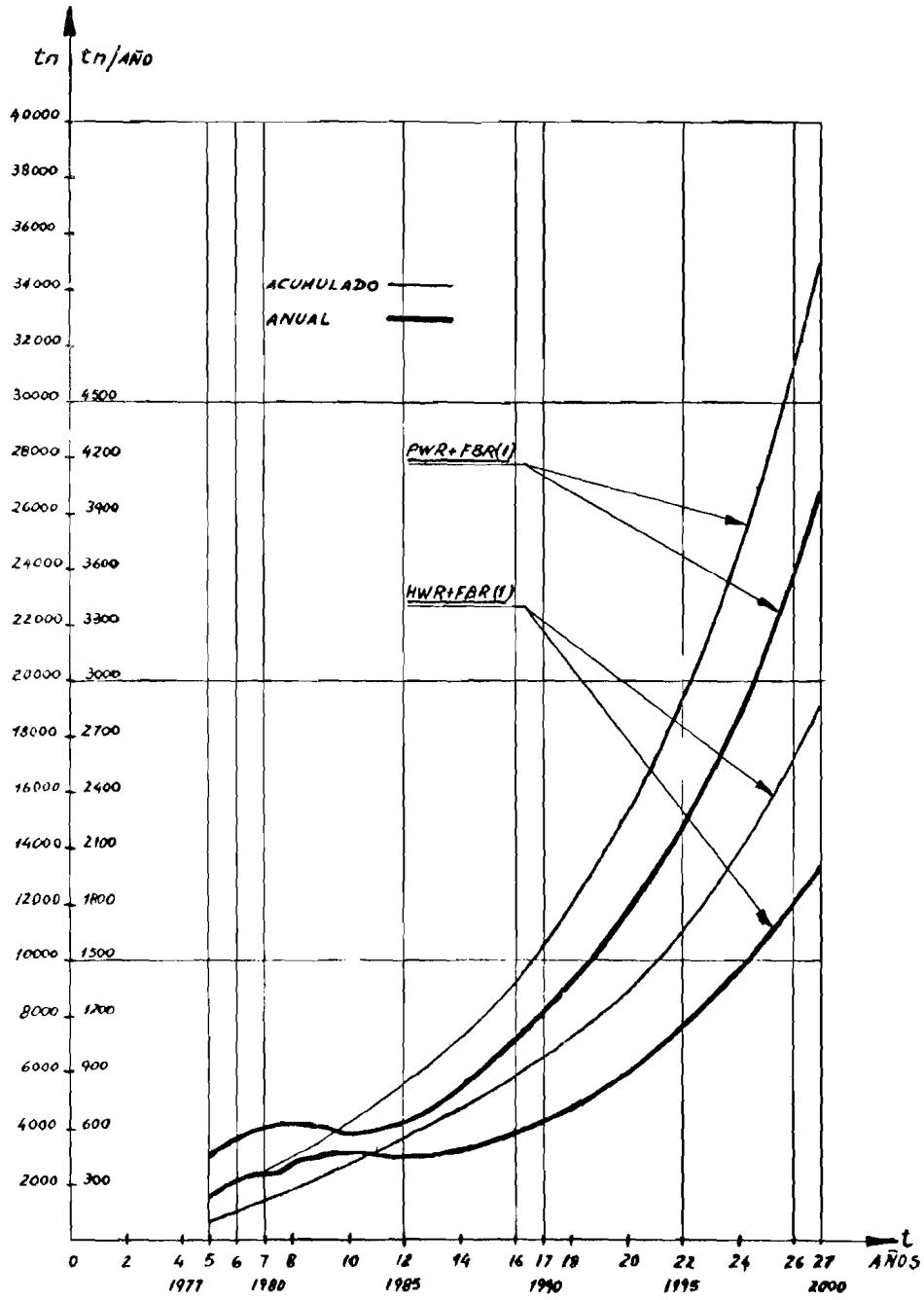
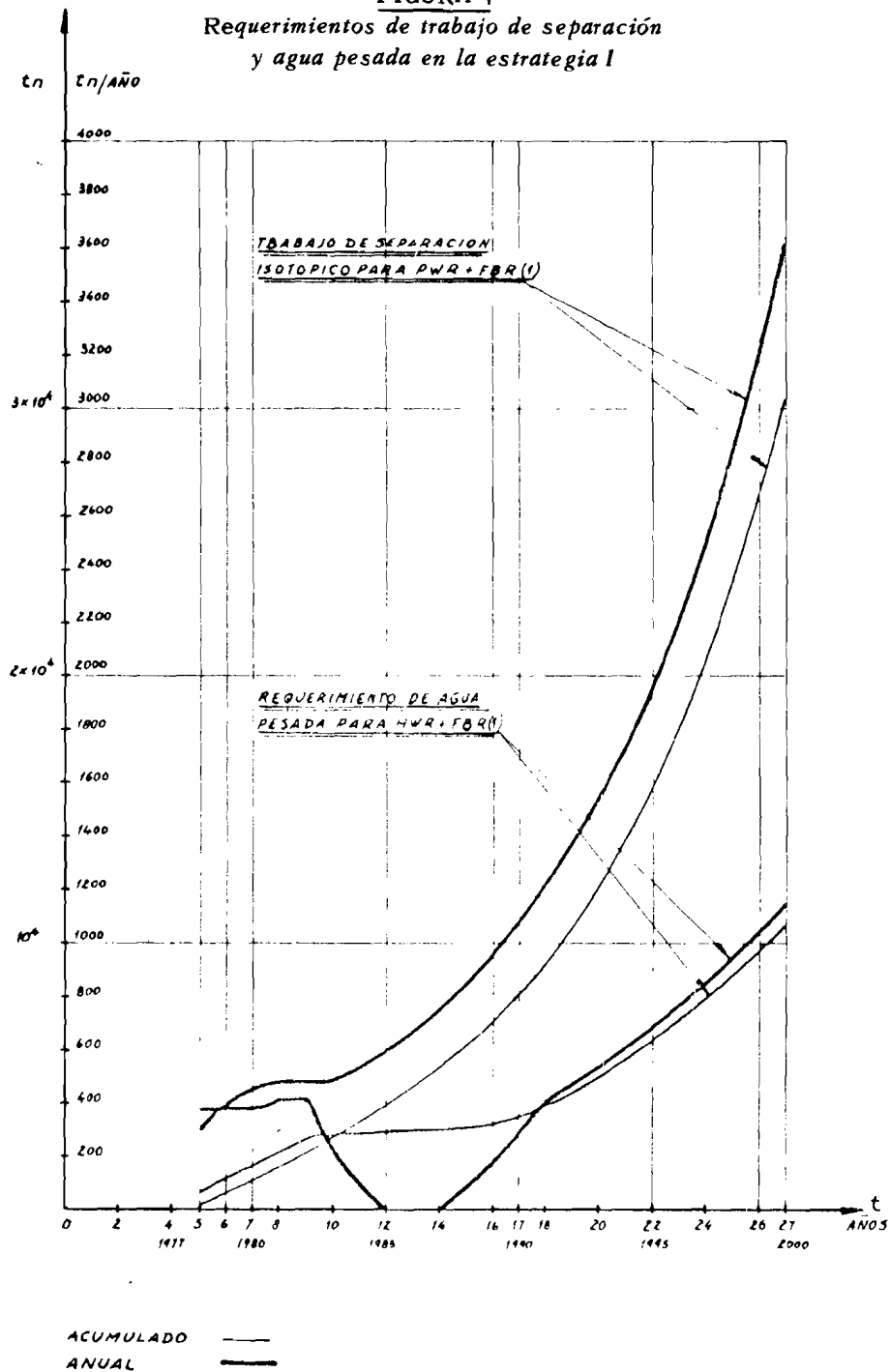


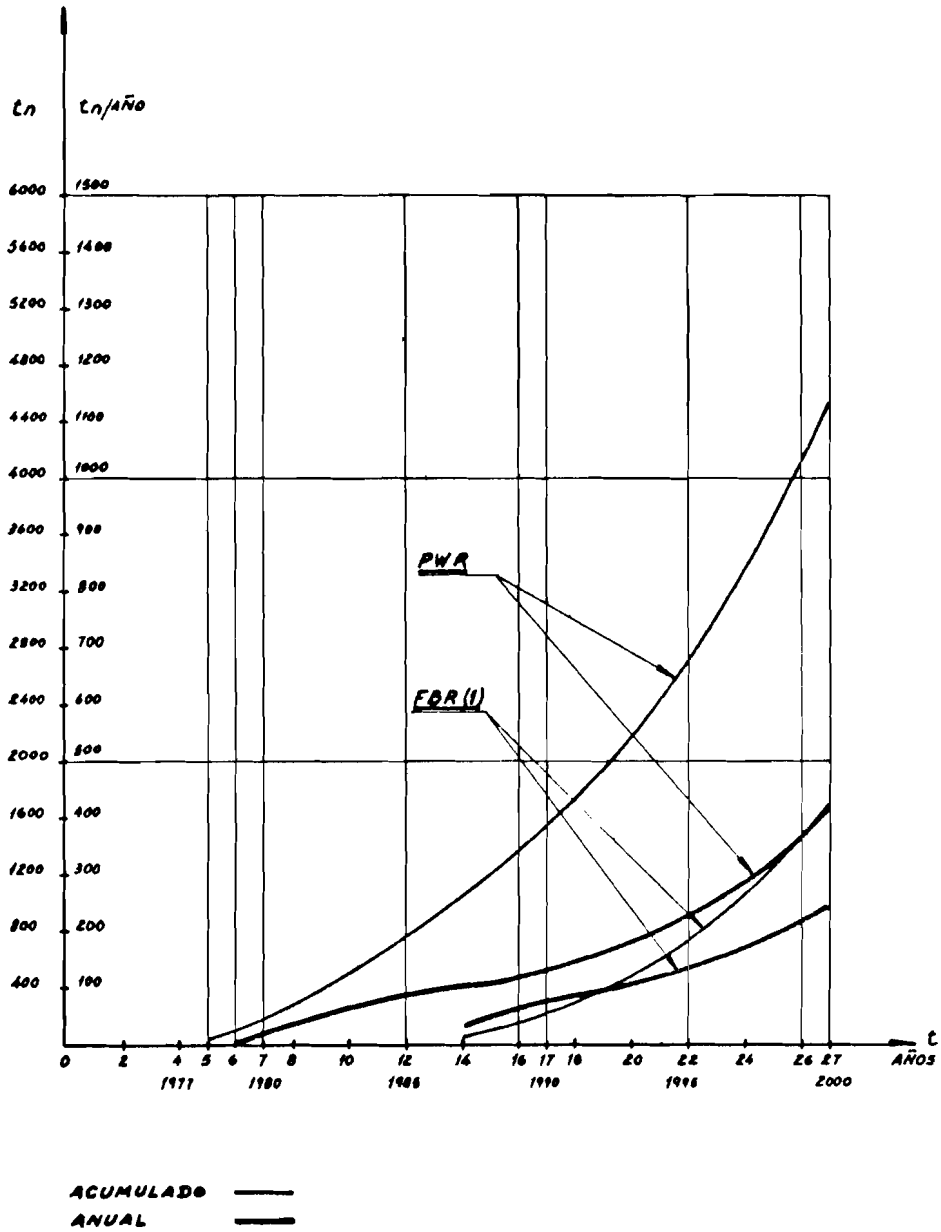
FIGURA 3  
Requerimiento en uranio natural



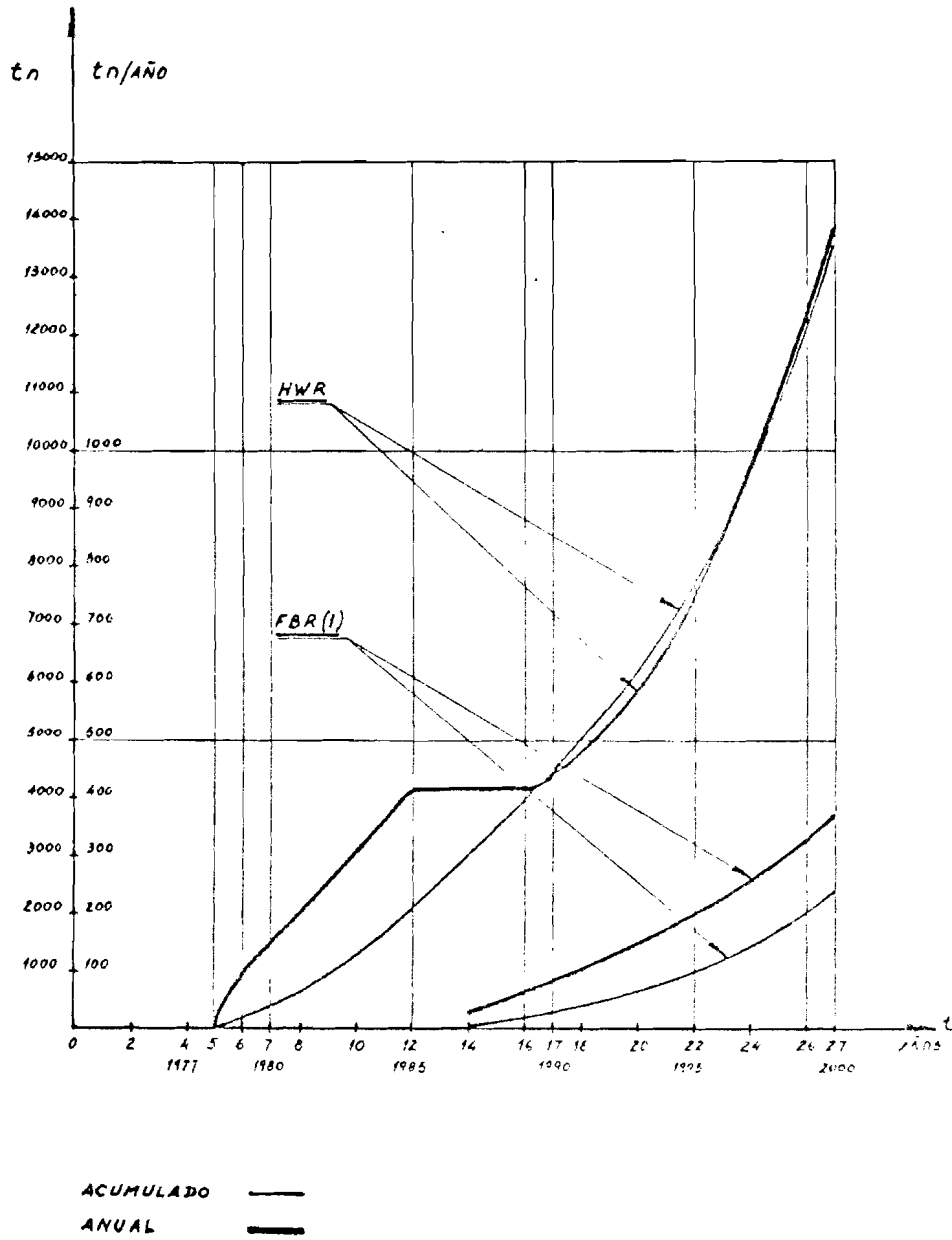
**FIGURA 4**  
Requerimientos de trabajo de separación  
y agua pesada en la estrategia I



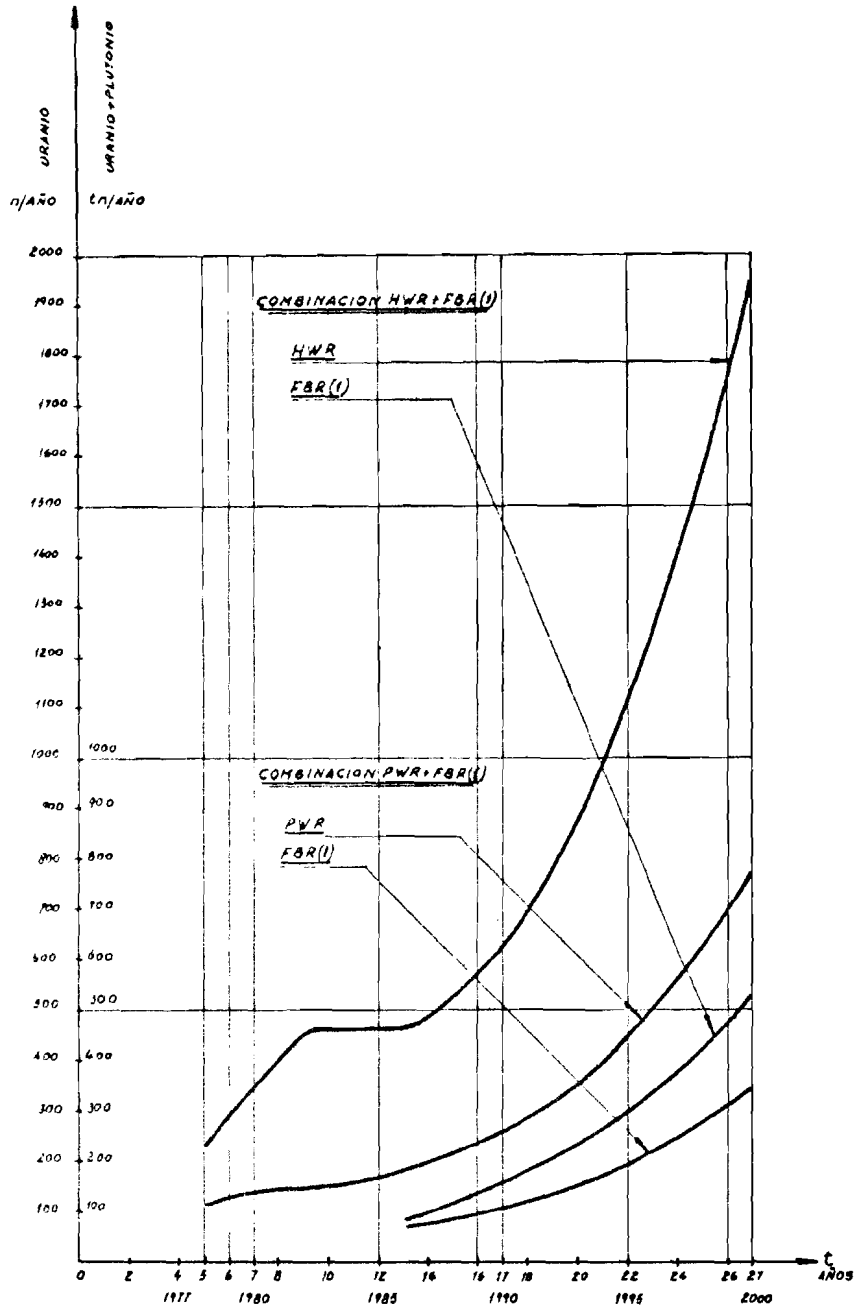
**FIGURA 5**  
*Material reprocesado para  
estrategia PWR + FBR(1)*



**FIGURA 6**  
*Material reprocesado para la estrategia 1.b = HWR + FBR(1)*

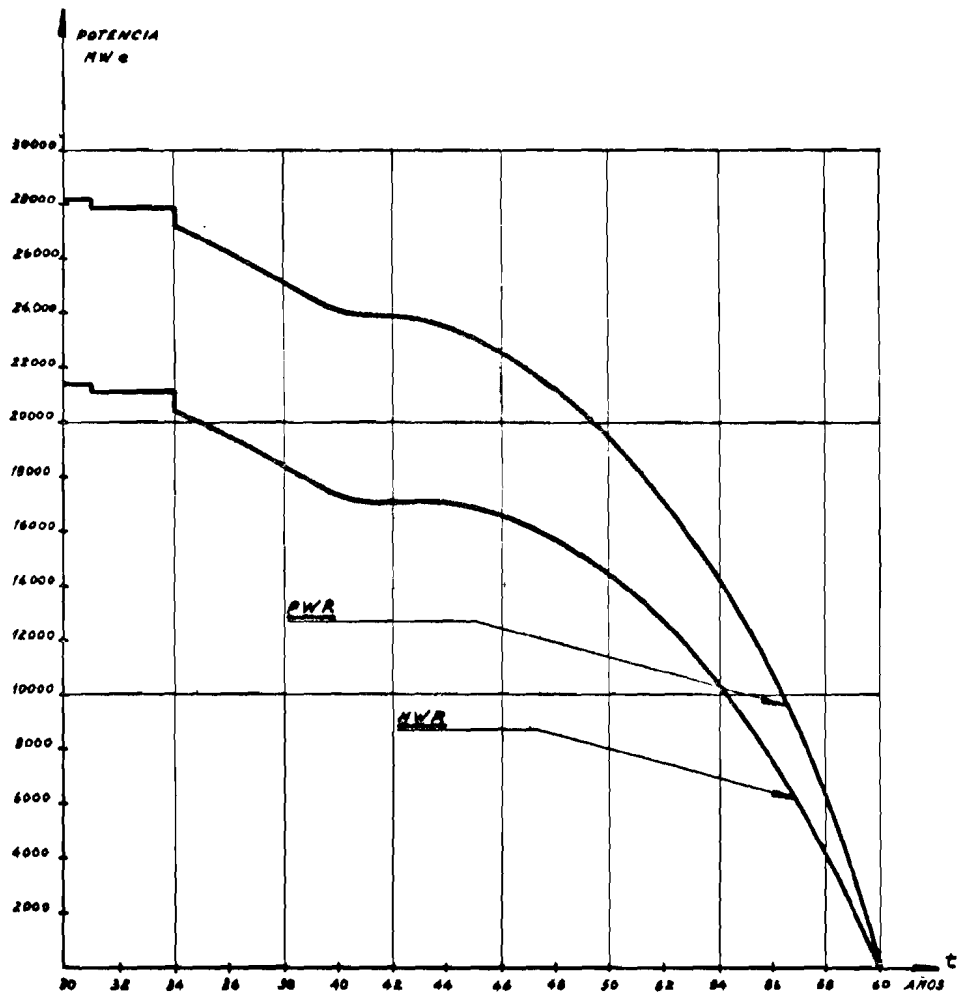


**FIGURA 7**  
Demanda anual en uranio (o uranio + plutonio) contenido  
en elementos combustibles para estrategia I



**FIGURA 8**

*Distribución de la potencia nucleoelectrica supuesta para el cálculo de las reservas comprometidas por el parque nucleoelectrico de fin de siglo. (período de depreciación de las instalaciones nucleares igual a 30 años)*



## A N E X O

### CONSIDERACIONES SOBRE REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA

En el presente anexo se analizan brevemente los tipos de reactores térmicos de potencia probados y aceptados en forma comercial; asimismo, se mencionan otros que se perfilan como posibles sucesores, en particular el reactor rápido reproductor.

#### *REACTOR ALIMENTADO CON URANIO ENRIQUECIDO, MODERADO Y REFRIGERADO CON AGUA LIVIANA (LWR).*

Este tipo de reactor se presenta en dos versiones, de acuerdo a si moderador y refrigerante están como líquido a presión (PWR) o en doble fase (BWR). Se encuentra actualmente en etapa comercial avanzada, luego de la etapa de demostración iniciada en 1960, con los reactores Yankee (PWR de 175 MWe) y Dresden (BWR de 200 MWe).

En ambos diseños el núcleo está contenido en un recipiente que debe soportar presiones en el orden de los 150 atm (PWR) y 70 atm (BWR), respectivamente. Los caudales de refrigeración circulantes máximos oscilan entre 70.000 tn/hr (PWR) y 48.000 tn/hr (BWR)\*. El recambio de los elementos combustibles se realiza siempre con reactor detenido. El gran exceso inicial de reactividad se compensa mediante barras absorbentes y venenos neutrónicos diluidos en el agua.

Cuando se comparan las performances pronosticadas en 1964<sup>(1)</sup> y 1971<sup>(2)</sup> para ambas versiones se observa que existen variaciones sustanciales, producto de la experiencia adquirida (ver Tabla II-1).

Las mejoras se manifiestan en a) el incremento de la potencia específica, que disminuye el inventario de uranio necesario; b) la mayor eficiencia en el uso del material fisionable, que conduce a una disminución del tiempo de permanencia del combustible en el reactor, una reducción del trabajo de separación (USW) y un incremento del grado de quemado; c) la mejora del rendimiento del ciclo térmico.

También de la Tabla II.1. surge que el diseño PWR tiende a saturarse con respecto a posibles mejoras, y que la versión BWR tiene aún capacidad de desarrollo.

\* Para unidades de 1000 MWe.

Una estimación de los costos de inversión para ambos diseños<sup>(3)</sup> no permite distinguir entre PWR y BWR. La misma indica que la tendencia, en USA (suponiendo unidades de 1000 MWe y entrada en servicio en 1978) es la siguiente:

	1970 - US\$/kWe
Costo directo (excluyendo primer núcleo)	224
Costo al final de la construcción	246
Costo total (incluyendo actualización e intereses)	368

Este costo total representa aproximadamente 5,3 mils por kWh producido, calculado sobre la base de un factor de carga igual a 0.8, y una carga financiera del 10 % anual.

Por su parte, el ciclo de combustible contribuye con un costo de 1.6-1.8 mils/kWh para el núcleo en equilibrio, y de 2.0-2.3 mils/kWh para el primer núcleo.<sup>(4)</sup> Si bien la publicación de referencia no da los detalles del cálculo, este puede reproducirse suponiendo: a) costo de fabricación del combustible, 80-100 US\$/kg U; b) crédito de plutonio, 8-9 US\$/gr Pu fisiónable; c) trabajo de separación 26-29 US\$/kg. USW; d) costo de reprocesamiento, 24-26 US\$/kg U irradiado; e) interés anual del capital, 10-12%; f) interés anual aplicado al inventario de uranio, 5%; g) costo del "yellow cake", 7-8 US\$/lb.  $U_3O_8$ ; h) factor de carga, 0.8.

Es oportuno hacer notar que algunos de los parámetros económicos adoptados en el párrafo anterior corresponden a fabricación en serie, sin incluir retardos en la gestión del combustible antes o después de su uso en el reactor. Los atrasos inciden en los costos para reactores tipo LWR, debido al elevado valor del inventario de uranio enriquecido y al efecto sobre el régimen de producción de "yellow cake". El costo adoptado para el trabajo de separación es bajo en relación con el valor de US\$ 32/kg USW, y no tiene en cuenta la tendencia a incrementarse debido a los fuertes requerimientos previsibles para los próximos años. Un aumento de un dólar en el precio del trabajo de separación se refleja en aproximadamente 0.02 mils/kWh en el costo del ciclo de combustible.

#### **REACTOR ALIMENTADO CON URANIO NATURAL, MODERADO Y REFRIGERADO CON AGUA PESADA (HWR)**

Este tipo de reactor ha entrado en la fase comercial, como lo demuestran las 10 plantas operando en cinco países, de las cuales cuatro de 540 MWe cada una, estarán conectadas en 1973 a la red del Canadá. Un número similar, totalizando 5000 MWe, se encuentra en construcción en tres países incluyendo el reactor de la Central Nuclear en Atucha (CNA).

Existen en la actualidad dos versiones, una con recipiente de presión y moderador caliente (PHWR), y la otra con tubos de presión y moderador frío (HWR tipo Candu).

El reactor de la CNA, cuyas características son las extrapoladas del reactor de demostración alemán MZFR, es del tipo PHWR, mientras que la versión canadiense de tubos a presión está representada por las unidades NPD, Candu, Pickering y Bruce. Ambos diseños requieren la carga-descarga continua del combustible durante la operación del reactor, mediante una máquina de recambio. Los costos adicionales de inversión y operación debidos a ese requerimiento son compensados por el incremento en un factor de 2 a 3 en el grado de quemado del combustible.

La estimación de costos para el HWR-Candu<sup>(3)</sup> es la siguiente (extrapolada a plantas de 1000 MWe, puestas en servicio en 1978):

	1970 - US\$/kWe
Costo directo (incluyendo inventario D <sub>2</sub> O, sin incluir primer núcleo)	307
Costo al final de la construcción	318
Costo total (incluyendo actualización e intereses durante la construcción).	477

El costo total representa aproximadamente 6,8 mils/kWh producido usando los mismos valores para el cálculo que en el caso del LWR.

La versión PHWR no presenta grandes diferencias en este aspecto con relación a la línea HWR-Candu. De acuerdo a los valores del contrato de la CNA<sup>(5)</sup> el costo total de construcción, incluyendo inventario de agua pesada y actualización más interes, se estima en 520 US\$/kWe (del orden de 7.5 mils/kWh), una cifra que se reduce si se practicara la misma extrapolación anterior a unidades de 1000 mWe.

La gran componente en el costo de instalación de los reactores HWR es el inventario de agua pesada, estimado en 0.7 kg/kWe para el tipo Candu y en 1.0 kg/kWe para la CNA. En los cálculos económicos se usa un costo de 55 US\$ por kg. de D<sub>2</sub>O. Sin embargo, debido a la gran demanda presente, que supera la capacidad de las plantas disponibles, el precio internacional es del orden de 66 US\$/kg. D<sub>2</sub>O. Para 1978 se prevé un cambio en esta situación debido a la puesta en servicio de nuevas fábricas productoras en Canadá.

Ambos diseños exigen instalaciones auxiliares para recuperar el agua pesada perdida. Estas pérdidas, junto a las dificultades asociadas a la

formación de tritio, son responsables de los mayores costos operativos de la línea HWR-Candu (unos 0.5 mils/kWh)<sup>(6)</sup> frente a la LWR (aproximadamente 0.4 mils/kWh)<sup>(7)</sup>.

La característica más destacable de la línea HWR-Candu es el costo del ciclo de combustible, de alrededor de 0.7 mils/kWh<sup>(8)</sup>, debido a la simplicidad del elemento combustible. El reprocesamiento no es indispensable en forma inmediata, por lo que su costo no se incluye en los cálculos. Tampoco entra en ellos el crédito de plutonio, el que será capitalizado cuando el valor del plutonio en el mercado internacional justifique el reprocesamiento. El costo de fabricación correspondiente a una producción de 1 tn/día, desde las pastillas de UO<sub>2</sub> hasta el montaje, es estimado en 30 US\$/kg U<sup>(9)</sup> para el HWR-Candu frente a 80-100 US\$/kg U del combustible de un LWR.

La línea PHWR tiene costos de fabricación del combustible superiores respecto al HWR-Candu en cerca de un 70%, debido al diámetro menor de las pastillas de UO<sub>2</sub> y al mayor número de piezas estructurales<sup>(10)</sup>. Para el caso de la CNA, el costo estimado actual es de aproximadamente 2 mils/kWh, para un quemado de 7000 MWD/tn U. Este dato no puede compararse en forma directa con los datos anteriormente para líneas HWR y LWR, que son extraídos de publicaciones técnicas.

La evaluación del grado de quemado, rendimiento térmico y potencia específica de la línea HWR-Candu, desde el primer reactor de 200 MWe hasta la planta Bruce en construcción (750 MWe), muestra que no se han producido cambios importantes.

Es adecuado destacar aquí que la línea HWR-Candu ha dado origen al desarrollo de otros diseños conceptuales, que aunque conservan las características básicas, modifican el refrigerante (agua liviana en ebullición o líquido orgánico en lugar de agua pesada), y la disposición del reactor, que pasa de horizontal (dos máquinas de recambio) a vertical (una máquina). El cambio de refrigerante conduce a una disminución en el inventario de agua pesada de 0.7 kg/kWe a 0.2-0.3 kg/kWe. Asimismo puede obtenerse un mayor rendimiento térmico (40% con el líquido orgánico) y una disminución de la presión de los canales, debido a la doble fase del fluido refrigerante.

La evolución del diseño HWR-Candu está representada en Canadá por dos reactores de demostración, el Gentilly (BLHWR, 250 MWe), refrigerado con agua liviana en ebullición, y el WR1 (LOHWR, 40 MWe) refrigerado con líquido orgánico, ambos con uranio natural. En Japón por el reactor FUGEN (BLHWR, 165 MWe) con reciclado de Pu, actualmente en construcción. En Italia con el proyecto CIRENE (42 MWe).

En UK el concepto HWR-Candu ha sido alterado al usar combustible ligeramente enriquecido en U235 en el reactor SGHWR de 100MWe, con agua liviana en ebullición como refrigerante, operando en ciclo directo.

*REACTORES RAPIDOS REPRODUCTORES (FBR) Y CONVERTIDORES TERMICOS DE ALTA TEMPERATURA (HTR)*

Adosando una envoltura de material fértil a un sistema multiplicativo de neutrones en donde se eliminó el moderador, se llega a la concepción básica del reactor reproductor rápido. Ese diseño posibilita la extracción de la potencia muchas veces mayor que la de un reactor térmico de igual volumen. Usando una adecuada composición y ubicación de los materiales, es posible reproducir el inventario inicial de fisionable (doblamiento), lo que conduce a agotar completamente el material fértil por medio de sucesivos reciclados.

El importante esfuerzo sostenido en la investigación y desarrollo de la física y tecnología de los reproductores rápidos, a nivel mundial -entre gastos e inversiones se estima haber usado en 1971 una suma cercana a los 4000 millones de dólares<sup>(11)</sup>-, permite suponer que la aparición de los FBR ocurrirá durante la próxima década, compitiendo en costo de generación con los reactores térmicos probados y posibilitando, además, la drástica disminución de los requerimientos uraníferos.

Dos tipos de reactores rápidos reproductores son los actualmente en desarrollo:

- 1) Reactor refrigerado por sodio líquido a presión atmosférica, y alimentado con óxido mixto de uranio y plutonio;
- 2) reactor refrigerado con gas (helio), operando a elevadas temperaturas y presiones.

La solución que utiliza sodio como refrigerante es la que ha alcanzado un mayor grado de madurez. Actualmente están en operación 7 reactores rápidos de este tipo, dedicados a investigación y demostración. Otras cuatro plantas de demostración, que totalizan 1500 MWe, están en estado avanzado de construcción. Dos de ellas, en URSS y Reino Unido, en servicio en 1972, y la francesa en 1973. Los tiempos de doblamiento lineal de estos reactores varían entre 11 y 14 años. Tres reactores de investigación (en Japón, EE.UU. e Italia) están también en estado adelantado de construcción, y en otros dos países (R.F. Alemania e India) la misma se iniciará pronto.

La refrigeración a gas en los FBR, que permitiría reducciones entre 0.1 y 0.2 mils/kWh en el costo de generación, requiere el desarrollo previo de reactores térmicos enriquecidos de alta temperatura (HTR) y con moderador sólido (grafito). Algunas unidades prototipo HTR operan ya, o están avanzadas en su construcción, en EE,UU., la R.F. de Alemania y Reino Unido.

Las características relevantes de los HTR son: altos rendimientos del ciclo térmico, versatilidad en el ciclo de combustible, alto grado de quemado y elevada potencia específica, que conducen a menores requerimientos anuales en uranio natural y a un menor tiempo de residencia del combustible en el reactor que en un LWR.

#### *RECICLADO DE PLUTONIO EN REACTORES TERMICOS*

La conveniencia de reciclar plutonio en los reactores térmicos está dada por la comparación del valor del plutonio respecto a su precio. El valor es un parámetro que depende de las características físicas y económicas del reactor usuario, mientras que el precio queda definido por el mercado.

En los reactores LWR el plutonio puede reemplazar al uranio enriquecido en  $U^{235}$  sin modificar el grado de quemado del combustible. Las características físicas sufren algunas alteraciones; diseños óptimos para sistemas con uranio son, sin embargo, aptos cuando el reactor quema plutonio. En los reactores LWR cada gramo de plutonio fisionable equivale a unos 0.8 gramos de  $U^{235}$  pero esta equivalencia es sensible a la composición isotópica del primero. Los requerimientos en uranio natural y en trabajo de separación se reducen cuando el plutonio generado en el reactor reemplaza al uranio 235. Sin embargo, la formación de plutonio 242 limita el número de veces que es posible reciclar el plutonio en el reactor, conservando el grado de quemado.

Debido a la actual acumulación de plutonio y al atraso en la entrada a nivel comercial de los reproductores rápidos, el reciclado del plutonio autogenerado en los reactores LWR será un recurso frecuentemente utilizado en la presente década, para mantener el precio del plutonio, a pesar del elevado costo de fabricación de los elementos combustibles con óxido de plutonio. La eliminación del crédito de plutonio incrementa el costo del ciclo de combustible de combustible en más de 10 %.

En los reactores HWR la introducción del plutonio permite incrementar el grado de quemado. En los PHWR el reciclado de plutonio ya es ventajoso cuando las cargas con combustible enriquecido son parciales. De esa forma es factible ganar energía entregada y reducir el efecto del mayor costo de fabricación de elementos combustibles.

En reactores tipo BLHWR y LOHWR el uso del plutonio generado permite aumentar el grado de quemado obtenido con combustible de uranio natural, el cual es inferior al del HWR-Candu debido a la mayor captura de neutrones por el refrigerante. El costo del ciclo, con reciclado de plutonio, es llevado a niveles similares al del HWR-Candu, pese al mayor costo de los elementos combustibles. Además, pueden hacerse diseños más compactos, que reducen el inventario de agua pesada.

El uso del plutonio en reactores térmicos es una solución intermedia hasta el momento que aparezcan en el mercado los reactores rápidos reproductores. Es probable que, debido a su introducción, el precio del plutonio sufra un incremento importante respecto a su valor actual.

Mayo 1972

**Observación:** Los parámetros económicos y valores de los costos de los diferentes componentes fueron extraídos de las publicaciones técnicas.

TABLA II-1

*Pronósticos realizados para reactores LWR en 1964 para el futuro inmediato, y en 1971 para los períodos 1976-1980 y 1981-1985*

	1964		1976-1980		1981-1985	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Rendimiento térmico (%)	31	31	33	34	33	34
Potencia específica (MWt/ton U)	26	15.5	37	22	41	26
<u>PRIMER NUCLEO</u>						
Grado de quemado (MWD/kgU)	15.8	11	26	21	26	24
Enriquecimiento inicial (%)	2.50	2.05	2.80	2.20	2.70	2.40
Enriquecimiento final (%)	0.90	1.14	0.90	0.80	0.80	0.70
Plutonio fisionable (gr/kg U)	6.3	3.8	6.0	5.1	6.0	5.4
<u>NUCLEO EN EQUILIBRIO</u>						
Grado de quemado (MWD/kgU)	24	22	33	27	33	33
Enriquecimiento inicial (%)	3.00	2.42	3.30	2.60	3.20	2.80
Enriquecimiento final (%)	1.20	0.84	0.90	0.80	0.80	0.70
Plutonio fisionable (gr/kg U)	7.5	5.0	6.7	5.6	6.7	5.9
Tiempo de residencia (años)	2.6	3.9	2.5	3.4	2.2	3.5

## REFERENCIAS

- 1) J.W. VALLANCE. "Fuel cycle economics of uranium-fueled thermal reactors". III Conferencia Internacional sobre el Uso Pacífico de la Energía Atómica, Ginebra 1964. Documento P/247.
- 2) "Forecast of growth of nuclear power". WASA 1139, Enero 1971.
- 3) H.E. VANN. "Cost trends for nuclear power plants". Nuclear News 1971, 14 (10 X), 31.
- 4) W.V. MACNABB. "Nuclear fuel management". Nuclear News 1971, 14 (10 X), 87.
- 5) Contrato CNA, 1967.
- 6) R.G. HART, L.R. HAYWOOD y G.A. PON. "The Candu nuclear power system: competitive for the foreseeable future". IV Conferencia Internacional sobre el Uso Pacífico de la Energía Atómica, Ginebra, 1971. Documento P/151.
- 7) W.K. DAVIS et al. "United States light water reactors: present status and future prospects". IV Conferencia Internacional, Ginebra, 1971. Documento P/034.
- 8) D.L.S. BATE, P.F. MAYES y W.S. PHILIP. "Cout des centrales nucleaires canadiennes", IV Conferencia Internacional, Ginebra, 1971. Documento P/149.
- 9) L.R. HAYWOOD et al. "Fuel for canadian power reactors". IV Conferencia Internacional, Ginebra, 1971. Documento P/156.
- 10) H. KOLL. Comunicación privada, 1972.
- 11) G. VENDRYES, G. DENIELOU y L. VAUTREY. "Developments in breeder reactors". Nuclear News 1971, 14 (10 X), 59.