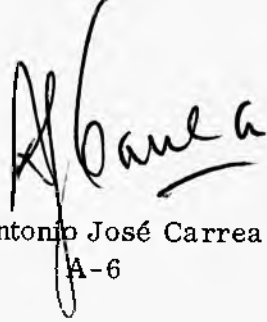


Buenos Aires, 7 de junio de 1966.

AL SEÑOR GERENTE DE TECNOLOGIA:

Solicito a Vd. autorice la publicación como informe de la CNEA del trabajo adjunto sobre "Uso y recuperación de combustible en el programa nuclear argentino"


Antonio José Carrea
A-6

BUENOS AIRES, 8 de junio de 1966.

AL SEÑOR PRESIDENTE:

Elevo para su conocimiento el trabajo sobre "Uso y recuperación de combustible en el programa nuclear argentino" realizado por el agente A-6 ANTONIO JOSE CARREA, solicitando quiera resolver sobre la publicación del mismo como informe de la CNEA.




JORGE A. SABATO
GERENTE

C. 931/66

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA	
GERENCIA DE SERV. GENERALES	
DESPACHO GENERAL	
Entró:	15 JUN 1966
TE. sa. c. 3/66 - c/11	
Salió:	

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA	
GERENCIA DE SERV. GENERALES	
DESPACHO GENERAL	
TRAMITE	
COMITE de	
PUBLICACIONES	☒
PRESIDENCIA	☒
Salió:	15 JUN 1966

USO Y RECUPERACION DE COMBUSTIBLE EN EL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

Ira. Parte: PROYECCION FUTURA

I. El problema

De acuerdo con las estimaciones presentadas en la III Conferencia de Ginebra sobre usos pacíficos de la energía atómica (1), se prevé que estaciones generadoras de energía eléctrica de origen nuclear comenzarán a funcionar en la Argentina alrededor de 1972, con una potencia instalada de 350 a 500 MW(e). Alcanzarán 1200 a 1500 MW(e) alrededor de 1980, para llegar a unos 6000 MW(e) instalados en 1990 (ver Fig.1).

Más allá de 1990, la extrapolación se hace más incierta. Según la función de crecimiento que se adopte, es razonable suponer que la capacidad de generación de energía eléctrica de todo tipo instalada en el país para el año 2000, será de 50.000 a 60.000 MW(e). De esta capacidad instalada, hasta un 50% puede ser de origen nuclear. Si el ritmo de crecimiento estimado hasta 1990, se mantiene por los siguientes 10 años, la capacidad nuclear instalada, en el año 2000, será de 25.000 MW(e). Supondremos que la misma es satisfecha durante todo este período por reactores convencionales de tipo similar a los que ahora se discuten en el proyecto de factibilidad. Utilizaremos para el cálculo valores de rendimiento, eficiencia, etc., próximos al valor óptimo para cada tipo de reactor. Aún cuando dichos valores son todavía objeto de fuerte controversia, aceptaremos que para el período 1972-2000 el quemado promedio por KW instalado será: (Tabla I).

tn de U

TABLA I

	Quemado MWd(t)/ton U
H ₂ O-U ²³⁵ (por t _n U en comb)	30.000
D ₂ O-U ^{nat}	12.000
Graf-U ^{nat}	5.000
H ₂ O-U ²³⁵ (per ton U ^{nat}) (1)	6.000

(1) Una tonelada de uranio enriquecido al 2.7% en U²³⁵ consume, aproximadamente, 5 toneladas de uranio natural en la planta de difusión.

es el Consideramos, además, *que* la eficiencia técnica promedio de todos los reactores 40%, el factor de utilización para todo el lapso, 0.8 y la vida útil de cada unidad, 25 años. Hasta el año 2000 se

consumirán unos 50×10^6 MWd(e) equivalentes a 125×10^6 MWd(t) producidos, cualquiera sea el tipo de reactor. Expresando esta energía consumida en toneladas de uranio natural irradiado y agregando el inventario comprometido para mantener en operación hasta el final de su vida útil las unidades ya instaladas, tendremos el uranio "consumido" hasta el año 2000; (~~Tabla II~~).

TABLA II

	Consumo (ton U^{nat})		
	Quemado	Comprometido (1)	Total
H_2O-U^{235}	21.000	56.000	77.000
D_2O-U^{nat}	10.500	28.000	38.500
Graf- U^{nat}	25.000	68.000	93.000

(1) Se ha considerado la potencia instalada en tres etapas: 1970-1980; 1980-1990; 1990-2000, y se computó la vida útil remanente luego del año 2000 de la potencia media aritmética instalada en cada período, partiendo del punto medio cronológico del mismo período. Esta aproximación da valores por defecto, pues siendo la curva de crecimiento exponencial, "envejece" prematuramente parte de la potencia instalada en la segunda mitad del período en consideración. Para los fines de este trabajo conviene pecar por defecto y no por exceso.

En el estudio de las reservas de uranio de la Argentina (3), éstas se clasifican en tres grupos (ver. Fig. 2):

- Razonablemente aseguradas
- De desarrollo posible inmediato
- Reservas potenciales, basadas en consideraciones geológicas, de valores en gran parte especulativos.

Por su costo de extracción se clasifican, además, en otros tres grupos: 5 a 10; 10 a 15 y 15 a 30 U\$S/lb U_3O_8 , como "yellow cake".

Hasta el año 1990 consideraremos reservas factibles de ser utilizadas, a las razonables y posibles (grupos a y b), aprovechables a un costo de hasta U\$S 15/lb U_3O_8 . Las denominamos "reservas posibles de bajo precio" y alcanzan a unas 17.500 toneladas. En el año 2000, los reactores ahora en estudio habrán quemado entre el 60% y el 140% de nuestras reservas de bajo precio, quedando además comprometidas, por la vida útil de dichas estaciones nucleo-eléctricas, entre un tercio y los dos tercios de todas nuestras reservas potenciales (Fig. 2).

Estas cifras no tienen más significado, que probar que ^{el} uranio 235, utilizado como combustible, es un material bastante escaso y que basar el desarrollo de la industria nucleo-eléctrica en su ~~exclusivo~~ ^{exclusivo} ~~solo~~ aprovechamiento, es un paliativo a corto plazo. ~~únicamente~~. Significa, además, que antes del año 2000 estaremos usando otros tipos de reactores y otros combustibles nucleares.

II. Su magnitud

Casi todos los estudios del desarrollo de la industria nucleo-eléctrica suponen una expansión acelerada de la misma hasta fines del presente siglo. Para comienzos del próximo, ella representaría aproximadamente 50% de la potencia eléctrica de todo tipo instalada y su incremento continuaría entonces al mismo ritmo que el de la capacidad de generación total.

Las cifras estimadas para nuestro país, de capacidad nucleo-eléctrica instalada en los próximos 25 años, siguen un esquema similar. El tiempo de duplicación durante esta primera etapa sería de 4.5 años (nueve años para la capacidad de generación total). Alrededor del 2000 el crecimiento exponencial se transformaría paulatinamente en aritmético. Bajo estas condiciones la capacidad nucleo-eléctrica instalada alcanzaría el valor 50% del total en el primer cuarto de la próxima centuria. ^{del}

Limitaremos nuestro estudio de esa primera etapa hasta 1990, en que las previsiones y extrapolaciones técnicas y económicas hechas en base al conocimiento actual del problema, son razonablemente aproximadas.

Ambas rectas presentadas en la Fig. 3, acotan los valores máximos y mínimos estimados de potencia nucleo-eléctrica instalada. Para los fines del cálculo utilizaremos la recta inferior, valores mínimos, como aproximación continua más representativa de una función por saltos como es la puesta en marcha de nuevos reactores.

La potencia instalada en el año t (1972 = 0) será entonces:

$$MW(e)_t = Y_0 \cdot e^{bt} \quad [1]$$

y el consumo de energía eléctrica, o producción de energía térmica, al cabo de T años será:

$$MW(e) \cdot \text{año}(T) = \frac{Y_0}{b} \left[e^{bt} - 1 \right] \quad [2]$$

donde:

T: valor acumulado al año t

t: valor en el año t (1972 = 0)

Y_0 : potencia primer reactor (≈ 350 MW(e))

b: incremento logarítmico anual = 0.154

Consideraremos tres tipos de reactores, reuniendo los dos diseños alimentados a U enriquecido en un solo grupo. Para los fines y precisión de este estudio, la diferencia en sus parámetros de funcionamiento no introducen diferencias significativas:

- A) Combustible: U enriquecido hasta un 3% en U^{235} (generalmente UO_2)
 Refrigerante: agua natural, H_2O .
 Moderador: H_2O
- B) Combustible: U natural (en forma de UO_2)
 Refrigerante: agua pesada, D_2O
 Moderador: agua pesada, D_2O
- C) Combustible: U natural (como U metálico)
 Refrigerante: gas carbónico
 Moderador: grafito

Tomando como valores típicos de funcionamiento para cada uno de ellos durante el período hasta 1990, los estimados para alrededor de 1980 (4), (5), (6), (7), definiremos:

f: factor de carga (80%) $\simeq$ 300 días/año

Ef: eficiencia térmica (35%) = 0.35

bu (burn up): quemado en MW(t)d/ton U irradiado

Y (yield): Pu producido en kg Pu/ton U reprocesado.

En la Tabla III se indican los valores de bu y Y para cada tipo.

TABLA III

	BU MW(t)d/ton U	Y TOTAL kg Pu/ton U	Y FIS kg Pu $^{239+241}$ / ton U
H_2O-U^{235}	25.000	7,5 (75% fis)	5.6
D_2O-U^{nat}	10.000	4,5 (65% ")	3.0
Graf- U^{nat}	4.000	2,4 (75% ")	1.8
H_2O-U^{235} (per ton Unat)	5.000	1,5 (75% ")	1.1

De aquí calcularemos:

$$U \text{ reprocesado}_{(t)} = Y_o \cdot e^{bt} \times \frac{f}{bu \times Ef} \text{ tons U/año} \quad [3]$$

$$U \text{ reprocesado}_{(T)} = \frac{Y_o}{b} (e^{bt} - 1) \times \frac{f}{bu \times Ef} \text{ tons U} \quad [4]$$

$$\begin{aligned} \text{Pu producido}_{(t)} &= [3] \times Y \text{ kgs Pu/año} \\ \text{Pu acumulado}_{(T)} &= [4] \times Y \text{ kgs Pu} \end{aligned}$$

Tendremos entonces:

TABLA IV

		Potencia instalada	Consumo	
<u>T</u>	<u>t</u>	MW(e)	MW(e).año ($=\frac{Y}{b}$)	MW(e).d ($=\frac{Y}{b} \times 300$)
1972	0	350		0
1975	3	555		0.40×10^6
1978	6	885		1.05×10^6
1981	9	1.400		2.06×10^6
1984	12	2.200		3.7×10^6
1987	15	3.500		6.2×10^6
1990	18	5.600		10.2×10^6

La cantidad de combustible reprocesado, por año y acumulado, para cada tipo de reactor, será:

TABLA V

<u>T</u>	<u>t</u>	$\text{H}_2\text{O}-\text{U}^{235}$		$\text{D}_2\text{O}-\text{U}^{\text{nat}}$		$\text{Graf}-\text{U}^{\text{nat}}$	
		$\text{U}_{(t)}$	$\text{U}_{(T)}$	$\text{U}_{(t)}$	$\text{U}_{(T)}$	$\text{U}_{(t)}$	$\text{U}_{(T)}$
		ton/año	ton	ton/año	ton	ton/año	ton
1975	3	19.5	46.5	47.5	115	120	285
1978	6	31	123	76	300	190	750
1981	9	49	240	120	590	300	1460
1984	12	77	425	190	1050	470	2600
1987	15	123	720	300	1770	750	4400
1990	18	195	1200	480	2980	1200	7300

Al considerar el Pu producido debemos diferenciar dos valores:

- Pu total (239+240+241+242) que debe ser reprocesado.
- Pu fisionable (239+241), al que atribuiremos el valor económico del combustible.

Dada la diferencia en rendimiento de fisionable entre los distintos tipos de reactores, es importante destacar ambas cifras. En la Tabla IV se hallan los valores de Pu total, por año y acumulado, y Pu fisionable, valores en paréntesis, para los tres tipos considerados.

TABLA VI

<u>T</u>	<u>t</u>	H_2O-U^{235}		D_2O-U^{nat}		$Graf-U^{nat}$	
		$Pu(t)$ kgs/año	$Pu(T)$ kgs	$Pu(t)$ kgs/año	$Pu(T)$ kgs	$Pu(t)$ kgs/año	$Pu(T)$ kgs
1975	3	150 (110)	350 (260)	210 (145)	520 (350)	290 (210)	680 (510)
1978	6	230 (170)	920 (690)	340 (230)	1350 (900)	455 (345)	1800 (1350)
1981	9	370 (280)	1800 (1350)	545 (360)	2650 (1750)	720 (540)	3580 (2650)
1984	12	575 (430)	3200 (2400)	860 (570)	4800 (3100)	1130 (840)	6250 (4700)
1987	15	920 (690)	5400 (4050)	1350 (900)	8000 (5300)	1800 (1350)	10600 (7900)
1990	18	1460 (1110)	9000 (6750)	2150 (1450)	13500 (8950)	2900 (2200)	17500 (13300)

En la tabla VII se presenta la capacidad necesaria de planta, en toneladas/días, a distintos tiempos t; suponiendo una utilización de 250 días/año.

TABLA VII

<u>T</u>	<u>t</u>	H_2O-U^{235}	D_2O-U^{nat}	$Graf-U^{nat}$
		tons/día	tons/día	tons/día
1975	-3	0.08	0.19	0.48
1978	6	0.12	0.31	0.76
1981	9	0.20	0.48	1.2
1984	12	0.31	0.76	1.9
1987	15	0.49	1.2	3.0
1990	18	0.79	1.9	4.8

III. Cuando?

Es razonable suponer que la operación de recuperación es factible cuando el valor económico del producto obtenido, Pu fisiónable, compensa el gasto de obtenerlo. Decidir cuál es su valor, no es tan sencillo, considerando la escasa experiencia existente en el uso de Pu como combustible nuclear. Como las

extrapolaciones a largo plazo son muy inciertas, aceptaremos que los valores que obtendremos a continuación son válidos para la década del 70, aún cuando es posible que dichos valores sean mejorados en la década siguiente.

Las curvas de costos de reprocesamiento -amortización 15 años, tasa de interés 7% presentadas en la Fig. 4 (4)(10), coinciden razonablemente, teniendo en cuenta las mejores posibilidades de la industria europea para producir en pequeña escala frente a la mayor eficiencia de la industria estadounidense para manejar grandes volúmenes de producción. Aún cuando nuestras necesidades de reprocesamiento son de pequeño volumen y podemos suponer las condiciones locales más parecidas a las europeas, conservativamente adoptaremos valores promedio de ambas estimaciones.

Para poder extrapolar con mayor precisión a valores más bajos de capacidad diaria de planta, en la Fig. 5 se expresa el costo en U\$S/día para cada capacidad.

La Tabla VIII presenta el costo anual de la operación de recuperación y el costo por kilogramo de Pu fisiónable obtenido.

TABLA VIII

<u>T</u>	<u>t</u>	H_2O-U^{235}		D_2O-U^{nat}		$Graf-U^{nat}$	
		U\$S/año	U\$S/kg	U\$S/año	U\$S/kg	U\$S/año	U\$S/kg
		$\times 10^6$	$\times 10^3$	$\times 10^6$	$\times 10^3$	$\times 10^6$	$\times 10^3$
1975	3			3.9	26.9	4.5	21.5
1978	6	3.7	21.8	4.2	18.3	5.0	14.5
1981	9	3.9	13.9	4.5	12.5	5.5	10.2
1984	12	4.2	9.8	5.0	8.8	6.3	7.5
1987	15	4.5	6.5	5.5	6.1	7.0	5.2
1990	18	5.0	4.5	6.3	4.4	8.4	3.9

Una forma de encarar este cálculo es suponer un sistema de reactores en los que, en cada ciclo, se consume el Pu por ellos generado en el ciclo anterior. O sea, un ciclo "vende" al siguiente el Pu recuperado, suponiendo que todo el sistema está en equilibrio. El precio fijado al Pu incidirá sobre el precio del Kwh del ciclo que lo consume (n), y también del ciclo que lo genera (n-1). Si el precio del Pu sube, el precio del Kwh del ciclo n sube, y el del n-1 baja, viceversa, si disminuimos el valor del Pu. Estos precios los podemos comparar con los de un ciclo similar alimentado a U^{235} . Cuando el precio del Pu es bajo, conviene reciclarlo (ver Fig. 6); si sube será más barato utilizar U^{235} y convendría "vender" el Pu, supuesto que hubiera compradores. En la práctica significa que no es económico recuperarlo. El valor para el cual es indistinto "venderlo" o reciclarlo, valor en el punto de indiferencia, es el costo máximo al cual es conveniente recuperar Pu.

Este valor varía para distintos tipos de reactores y diversos quemados. Eschbach (8), ha calculado posibles alternativas en tipos de reactores similares a los ahora en estudio. Su conclusión es que el precio del Pu oscilará entre U\$S 9 y 12/gr fisionable. El estudio de Tettergren y Pershagen (9) limitado a diversos reactores moderados con agua pesada, estima un valor entre U\$S 10 y 15/gr fisionable.

Es útil destacar que el estudio realizado en Hanford (8), comprueba que el precio por unidad de peso de Pu fisionable recuperado, es aproximadamente igual al puesto por la USAEC al U235 enriquecido al 95%, y es prácticamente insensible al grado de enriquecimiento en fisionable, con que operan los reactores considerados para el estudio.

Otra forma de análisis más detallada requiere información específica del reactor en consideración. Conociendo el incremento de energía obtenible por unidad de elemento combustible al agregar una dada cantidad de Pu, es factible asignar a dicho Pu el incremento de valor económico del elemento combustible debido a esa energía "extra" producida. En el caso del reactor de Douglas point, extrapolado a la década del 70, Runnals (4) determinó dicho incremento de valor en U\$S 16/gr Pu fisionable adicionado a cada kilogramo de U^{235}F_6 en el elemento combustible.

En plantas de fabricación de elementos combustibles operando a un régimen de 1 ton/día (unas 250 ton/año), la incorporación de Pu supone un incremento de 10-20% en el costo de fabricación, alrededor de U\$S 1.0/gr Pu fisionable agregado, para los enriquecimientos habituales. Aún estimando el incremento del costo de fabricación en el doble o el cuádruple, para plantas de menor capacidad, sería admisible recuperar Pu a un costo de U\$S 12-14/gr fisionable. En reactores tipo Calder Hall, un trabajo más antiguo de Herron et al (11), también determinó el valor competitivo para reciclar Pu en U\$S 12/gr fisionable.

Conservativamente, admitiremos que el valor económico al que es conveniente reciclar Pu oscila entre los U\$S 10 y 12/gr fisionable o sea entre U\$S 7 y 9/gr Pu total. Tal como podemos apreciar en la Fig. 7, esto significa que la producción anual de Pu en el combustible irradiado que justifica su recuperación, ocurrirá entre 1980 con reactores de grafito- U^{235}F_6 y 1983 con reactores a H_2O -U235. Si todo el combustible irradiado ha sido acumulado desde el comienzo para su ulterior procesamiento, la puesta en marcha de la planta de reprocesamiento ocurriría algunos años antes, procesando el combustible ya acumulado.

Este es un criterio necesario, pero puede no ser suficiente. Considerando la pronunciada variación del costo de reprocesamiento

con la capacidad de la planta (Fig.4), es conveniente verificar si una cierta demora en comenzar a operar no reducirá sensiblemente el costo de recuperación de combustible en los primeros años. Trataremos, entonces, de definir una fecha en función de la capacidad de la planta que llevará a cabo el reprocesamiento hasta 1990 y el costo financiero de la operación (inversión + costo de operación). Utilizaremos las cifras de inversión y costo operativo anual provistas por Thiriet et al (10) teniendo en claro que sólo nos interesa la relación entre los valores que obtengamos, su valor relativo, y no su valor absoluto.

Considerando la pronunciada pendiente con que los costos crecen para capacidades menores de una ton/día (ver Fig. 4), utilizaremos dicho valor como nivel mínimo para comenzar a operar una planta. Una capacidad mayor de 4 ton/día tampoco se justificaría, dado el tamaño del sistema (ver Tablas III y VII), pues ése es el punto de inflexión de las cuasi hipérbolas equiláteras de la Fig. 4. Capacidades mayores reducirían muy poco el costo total o por kilogramo. Dentro de estos límites sólo podemos analizar los sistemas alimentados a uranio natural (ver Tabla VII).

Supondremos que se comienza con una planta de una, dos o cuatro ton/día y que la misma planta continúa expandiéndose hasta 1990 al ritmo que aumenta la acumulación de combustible irradiado. En la Tabla IX se expresa el costo total (capital + costo operativo) de reprocesar todo el combustible irradiado, hasta 1990 para las alternativas planteadas, y el costo promedio, también hasta 1990, por kilogramo de Pu fisionable producido. La misma Tabla IX indica el momento en que dicha planta debe entrar en operación, para procesar el combustible ya acumulado, varios años antes que la acumulación anual alcance a saturar la capacidad de la planta.

TABLA IX

Capacidad ton/día	Costo (1)		Comienza año	Costo (1)		Comienza año
	U\$S $\times 10^6$	U\$S/kg $\times 10^3$		U\$S $\times 10^6$	U\$S/kg $\times 10^3$	
1	95	7.2	1975	61	6.8	1980
2	90	6.8	1979	56	6.2	1984
4	84	6.3	1983			1990?

(1) Este costo indica la cantidad de dinero necesaria para construir la planta y mantenerla operando hasta 1990, expandiéndola al ritmo que la producción lo requiere. No incluye amortización e intereses. Representa el costo del "productor", en tanto que las cifras en la Tabla VIII ~~es~~ el costo al usuario de ese mismo combustible recuperado.

indican

La primera conclusión que se puede extraer, es que la variación en costo de las distintas alternativas, aproximadamente 10%, no justificaría en este momento una decisión por una u otra, considerando que las imprecisiones del cálculo, extrapolado a 15 años, son seguramente mayores que un 10%. El mayor costo total para el sistema Graf-Unat es consecuencia de su mayor capacidad de producción de Pu; los costos por kg de fisiónable son prácticamente iguales.

Surge, en cambio, que las fechas en que, para cada alternativa, la planta entra en operación, pueden plantear una definición. Poner en operación una planta de recuperación de combustible nuclear en 1975, cuando el sistema es aún demasiado pequeño para que los errores que se cometen al usar una aproximación continua de una función por saltos sean despreciables, dependería en mucho de las características particulares de las primeras unidades (por ej., sería posible si un primer reactor de 500 MW(e) en 1972, fuera seguido por otro de igual o mayor tamaño en 1976-77).

Posteriormente requeriría comenzar con una planta de mayor capacidad para mantener el ritmo de procesamiento en equilibrio con la acumulación de combustible irradiado. En el otro extremo, esperar hasta poder montar una planta de 4 ton/día en un sistema D₂O-Unat, demoraría la puesta en marcha de la segunda generación de reactores mas allá de 1995, hipótesis que este trabajo no ha considerado.

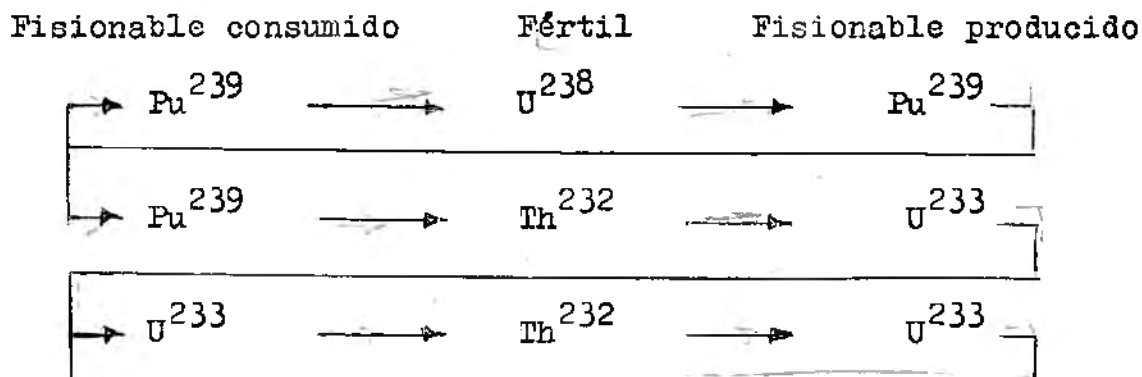
El período de incertidumbre se reduce entonces desde 1979-80 con una planta de 1 a 2 ton/día, hasta 1983-84, con una capacidad de 2 a 4 ton/día, según el sistema. Considerando los costos actuales, no se justificaría instalar más de una planta en el período en estudio. Los costos aumentarían un 80% si funcionaran dos plantas independientes. Quizás razones geográficas planteen esta solución si los costos de transporte de combustible irradiado se mantienen altos, comparados con los de reprocesamiento.

IV. Su urgencia

Un programa nuclear adecuado al ritmo de expansión económica y evolución técnica de la República Argentina, como fuera presentado en la III Conferencia de Ginebra, puede llegar a utilizar y comprometer las reservas nacionales de uranio para el año 2000. Es entonces evidente que los reactores ahora en estudio tienen, a más de su función inmediata de generar energía eléctrica, otra función mediata y no menos importante. Ellos suministrarán el combustible para la segunda generación de reactores, que se debe poner en marcha tan pronto como sea posible.

Cualquiera sea el ciclo elegido para los futuros reactores reproductores, o convertidores eficientes, (ver Fig. 8):

FIGURA 8



ellos pueden comenzar con $\text{Pu}^{239+241}$, el material fisionable que se acumulará en el uranio quemado en los reactores de la primera generación.

Las estimaciones actuales de inventario de material fisionable requerido por los ciclos $\text{Pu}^{239}/\text{U}^{238}$ a $\text{Pu}^{239}/\text{Th}^{232}$, muestran una dispersión bastante grande. Desde 2 a 3 kgs/MWe a instalar hasta 7-8 kgs/MWe. Los valores más bajos corresponden generalmente al ciclo con Th^{232} , ~~del cual~~ nuestros conocimientos sobre ~~cuya~~ su tecnología y abundancia son limitados. Son además reactores con factores de reproducción bajos (menos de 1,3). Frente a una situación de escasez de reservas de uranio de bajo precio, su uso sólo se justificaría si las reservas comprobadas de Torio fueran muy superiores a las de uranio. No parece ser nuestro caso.

Suponiendo entonces que la segunda generación de reactores comenzará utilizando el ciclo $\text{Pu}^{239}/\text{U}^{238}$, podemos estimar el tamaño de las primeras unidades en unos 1000 MWe cada una para ser económicamente posibles. Ello significa que cada unidad requiere un inventario de fisionable de cuatro a seis toneladas (7). La cantidad necesaria para la primera unidad se habrá acumulado para 1984 en un sistema alimentado con reactores Graf-Unat, 1987 si son D_2O -Unat o 1988-89 con unidades H_2O - U^{235} (ver Fig.9).

La urgencia con que estas unidades deben ser puestas en marcha está dada, a priori, por el plazo disponible entre el momento en que un dado sistema hace posible poner la primera unidad en operación y el momento en que ese mismo sistema agota las reservas de bajo precio (ver Fig.2, líneas llenas). Ese plazo que denominaremos "vida útil remanente del sistema", es de siete años (1984-1991) para que un sistema Graf-Unat; once años (1987-1998) para D_2O -Unat o cinco años (1988-1993) en el caso de H_2O - U^{235} .

Si la puesta en operación de las unidades reproductoras fuera demorada cinco años, sistemas alimentados con reactores a Graf-Unat o $\text{H}_2\text{O}-\text{U}^{235}$ habrán ya consumido (quemado y comprometido) las reservas posibles hasta U\$S 30/lb U_3O_8 o bien todas las reservas, incluyendo las potenciales, hasta U\$S 15/lb U_3O_8 . En un sistema de reactores $\text{D}_2\text{O}-\text{Unat}$, cinco años de demora prácticamente consumirían las reservas posibles hasta U\$S 15/lb U_3O_8 , quedando las posibles de mayor precio y potenciales para continuar la expansión.

V. Utilizando el Uranio

El uranio recuperado en el reprocesamiento del combustible irradiado en reactores $\text{H}_2\text{O}-\text{U}^{235}$, contiene 1.2 a 1.4% de U^{235} y puede ser reciclado por la planta de difusión. Aproximadamente tres toneladas de este uranio recuperado se consumirán para producir una tonelada de uranio enriquecido al 2.5-3.0%, apto para ser usado nuevamente en los reactores existentes en el sistema. Este uranio así quemado por segunda vez, prolongaría la vida del sistema en un año, no más, cualquiera sea el momento en que se decida utilizarlo (ver Fig. 2).

Uranio proveniente de quemado en reactores Graf- U^{nat} , $\text{D}_2\text{O}-\text{Unat}$ o colas de la planta difusión, tiene un tenor demasiado bajo de U^{235} (0.4 a 0.2%) para ser utilizado de inmediato. La demanda surgirá cuando la segunda generación de reactores se halle en operación.

VI. Costo del combustible reciclado

Para determinar el valor económico del Pu, hemos analizado su rendimiento como combustible en reactores del mismo tipo que aquéllos en los cuales fue generado, comparándolo con ciclos alimentados a U^{235} . Llegamos entonces a un valor de U\$S 10-12/gr fisionable, muy próximo al valor presente de U^{235} proveniente de las plantas de difusión para enriquecimientos superiores al 3%.

Aún teniendo en cuenta ciertos cambios en diseño que requeriría el uso del Pu fisionable en reactores alimentados con U^{235} (12), podemos decir que los valores por gramo de fisionable de Pu o U^{235} , como combustibles en reactores térmicos son, aproximadamente, iguales. Esta igualdad de valores es particularmente cierta si se intenta aprovechar el uranio de bajo costo recuperado del combustible reprocesado (valor próximo a cero), o de las colas de la planta de difusión (U\$S 3/kg como F_6U empobrecido).

Estas son las condiciones más desfavorables para establecer el valor del Pu. Comparando ambos ciclos en reactores rápidos, la

presencia de Pu^{240} (20 a 30% del Pu generado en reactores térmicos), le otorga al Pu una definitiva ventaja como combustible o, en términos de economía de combustibles, el valor del Pu que hace su recuperación económicamente posible, es mayor que el fijado. Cuánto puede ser, es difícil de determinar, considerando que la tecnología y diseño de reactores rápidos está aún en su infancia. Es por ello que, aún cuando el destino obvio del Pu recuperado en una primera etapa, es ser utilizado en reactores rápidos para generar más Pu, no hemos utilizado este criterio para fijar un valor que estaría sujeto a demasiadas incertidumbres y discusiones.

Podemos en cambio analizar las ~~tenencias~~ ^{relaciones} de costos de ambos combustibles. La posibilidad de que mejoras en los procesos de concentración ~~reduzcan~~ ^{reduzcan} sustancialmente el precio de U^{235} , es anulada por la escasez de la materia prima, U^{235} en uranio natural, cuyo precio aumenta con la demanda. En la Fig. 10 observamos que, reduciendo el costo de producción a la mitad, el costo de U^{235} se reduce al 70%, si el precio de la materia prima se mantiene constante. Si este precio evoluciona hacia los U\$S 15/lb U_3O_8 que hemos fijado para estimar nuestras reservas posibles de utilizar en los próximos 25 años, la reducción de costo en el U^{235} podría ser, a lo sumo, de un 10%.

Analizando en cambio la Fig. 7, comprobamos que el costo de Pu, tiende a estabilizarse rápidamente alrededor de U\$S 4/gr fisionable, 30-40% del valor competitivo con U^{235} , cualquiera sea la forma en que se lo quiera quemar. Este costo es aproximadamente independiente del origen del Pu a recuperar, el grado de enriquecimiento del combustible irradiado, e independiente del costo de uranio natural.

VII. Sistemas mixtos

Hasta el momento hemos considerado sistemas en los que todos los reactores componentes tienen el mismo diseño básico.

En el período 1970-90, para cumplir con la curva de expansión postulada en la Fig. 1, será preciso instalar siete a diez reactores con potencias entre 300 y 1000 MW(e), que bien pueden ser de diversos diseños y, también es posible, que convenga tal diversidad.

Desde el punto de vista de ^{la} economía de combustibles, interesan dos funciones básicas de los reactores en estudio: a) su habilidad para utilizar las reservas de uranio disponibles, y b) su capacidad para producir el combustible que alimentará a los reactores que los reemplazarán.

Puesto que la cantidad de energía producida en el lapso

1972-1990 es un invariante, dado por la integración de la curva de la Fig. 1, y no depende del tipo de reactores en uso, expresaremos dichas funciones en consumo y producción por MW(e) d generado: (Tabla X).

TABLA X

	Consumo kgs U^{nat} / MW(e) d	Producción grs Pu^{fis} / MW(e) d
Graf- U^{nat}	0.73	1.33
D ₂ O- U^{nat}	0.30	0.90
H ₂ O- U^{235}	0.60	0.68

Considerando sólo la primera función, es evidente que los reactores D₂O- U^{nat} deberían ser el componente principal de cualquier sistema mixto.

El hecho que en un futuro más o menos próximo nos veremos en la necesidad de sustituir U^{235} por otro combustible, y las ventajas económicas que se lograrían quemando Pu fisionable en su reemplazo, indican la importancia de la segunda función, en la que el sistema Graf- U^{nat} muestra una definitiva ventaja.

Desde este punto de vista, un sistema mixto comenzando con reactores Graf- U^{nat} y continuando con D₂O- U^{nat} , sería el más lógico de los varios posibles. Suponiendo que 20% de la potencia instalada en el período 1972-90 (que equivale a toda la potencia a instalar en 1972-80) fueran reactores Graf- U^{nat} , un tercio de la energía generada en el lapso 1972-90 provendría de dichos reactores, los dos tercios restantes de los D₂O- U^{nat} a instalar luego de 1980. Este sistema mixto tendría los siguientes valores:

TABLA XI

	Consumo kgs U^{nat} / MW(e) d	Producción grs Pu^{fis} / MW(e) d
Graf- U^{nat} 20%) D ₂ O- U^{nat} 80%)	0.45	1.05
H ₂ O- U^{235} 20%) D ₂ O- U^{nat} 80%) (1)	0.40	0.73

(1) Con fines de comparación se incluyen en la tabla XI los valores de un sistema mixto equivalente, con 20% de la potencia instalada con reactores H₂O- U^{235} .

No se aprecia ninguna ventaja aparente en integrar reactores H_2O-U^{235} con los otros tipos ya analizados. Se podría, en cambio, tratar de utilizar el uranio recuperado de combustible irradiado, que contiene 1.2-1.4% U^{235} , en vez de retornarlo a la planta de difusión. Combustible con este enriquecimiento podría ser usado en reactores AGR o D_2O-U^{235} .

Aún cuando la experiencia acumulada sobre su funcionamiento es muy pequeña, estudios paramétricos indican que cada tonelada de uranio enriquecido, luego de reprocesar, podría ser irradiada nuevamente 20 a 25.000 MW(t)d en este segundo tipo de reactores, generando 2.5 a 3.0 kgs de Pu fisiónable (5)(6). Sumados a los 5.6 kgs de la primera irradiación, son 8.0 a 8.5 kgs de Pu fisiónable recuperados de unas cinco toneladas de uranio natural que pasaron por la planta de difusión, 1.6 a 1.7 kgs Pu fis/ton U^{nat} .

Los valores para este nuevo sistema serían:

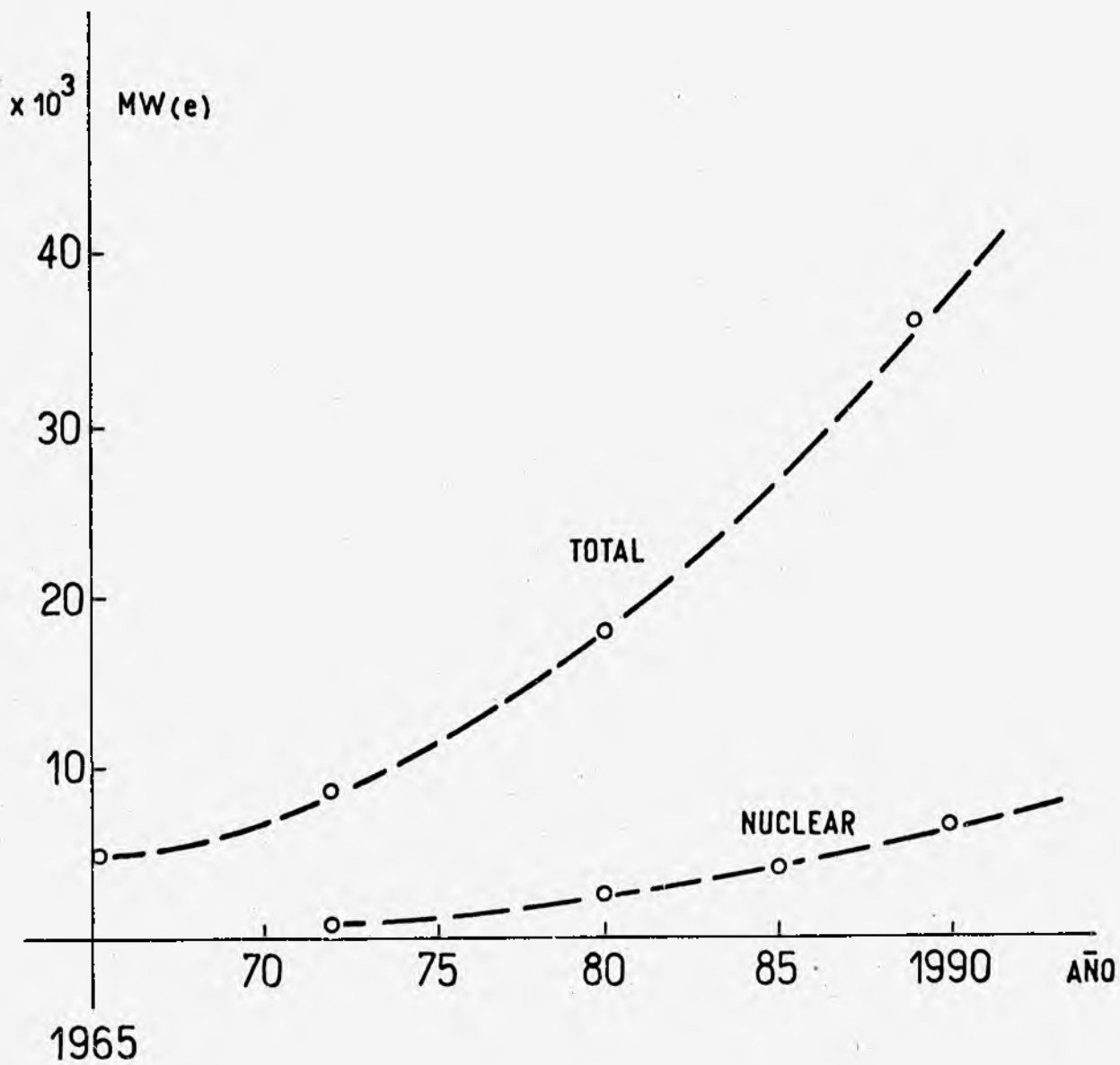
TABLA XII

		Consumo	Producción
		kgs U^{nat} /MW(e)d	grs Pu^{fis} /MW(e)d
H_2O-U^{235}	50%	0.30-0.32	0.48-0.54
D_2O-U^{235}	6 AGR 50%		

Comprobamos que la habilidad para utilizar las reservas en este sistema mixto mejora, pero su capacidad para poner en operación la segunda generación de reactores también baja sensiblemente.

BIBLIOGRAFIA

- (1) ALEGRIA J.L., CSIK B.J., NASJLETI E.V., PAPADOPULOS C.C. y QUIHILLALT O.A. The Contribution of Nuclear Energy to the Solution of the Argentine Energy Problem. IIIa Conferencia de Ginebra, A/Conf/P/715 (1964).
- (2) FRIZ C.T., RODRIGO F. y STIPANICIC P.N. Known and estimated uranium reserves in Argentina. IIIa Conferencia de Ginebra, A/Conf/P/405 (1964).
- (3) GERENCIA DE MATERIAS PRIMAS. Reservas de Uranio de la Argentina. Comunicación a B. Csik, diciembre de 1965. ~~Nota del Autor: la actualización de valores realizada en Diciembre de 1965 (B. Csik, comunicación personal) no incluye las conclusiones que se han llegado.~~
- (4) RUNNALLS O.J.C. Plutonium Fuels for Thermal Reactors. AECL-2102 (October 1964).
- (5) DIETRICH J.R. Efficient utilization of Nuclear Fuels. Power Reactor Technology 6 (4) 1 (1963).
- (6) FRANKLIN N.L., ALLDAY C., GILLAMS J.L. y AVERY O.G. Fuel Cycle costs for a large nuclear power programme. IIIa Conferencia de Ginebra. A/Conf/28/P/159 a (1964).
- (7) BUSSAC J. et al. Utilisation du plutonium dans les reacteurs a neutrons thermiques et dans les reacteurs a neutrons rapides. EUR 1841.f (1964).
- (8) ESCHBACH E.A. Plutonium value analysis. IIIa Conferencia de Ginebra. A/Conf/28/P/246 (1964).
- (9) ZETTERGREN L. y PERSHAGEN B. Fuel cycle physics and economics for heavy water reactors. IIIa Conferencia de Ginebra. A/Conf/28/P/417 (1964).
- (10) THIRIET L., OGER C. y DE VAUMAS P. Perspectives a long terme des couts de traitement de l'uranium naturel irradie tailler et localisations optimales des usines. IIIa Conferencia de Ginebra. A/Conf/28/P/98 (1964).
- (11) HERRON D.P., MARSH D.R. y WEBSTER J.W. Fuel cycles for nuclear power reactors. Ila Conferencia de Ginebra. A/Conf/P/1044 Vol.13, pag. 189 (1958).
- (12) E.E.I. Committee on nuclear fuels. Plutonium Survey 1964 (June, 1965).



PROYECCIÓN DE LA ENERGÍA INSTALADA Y GENERADA
(1965 - 1990)

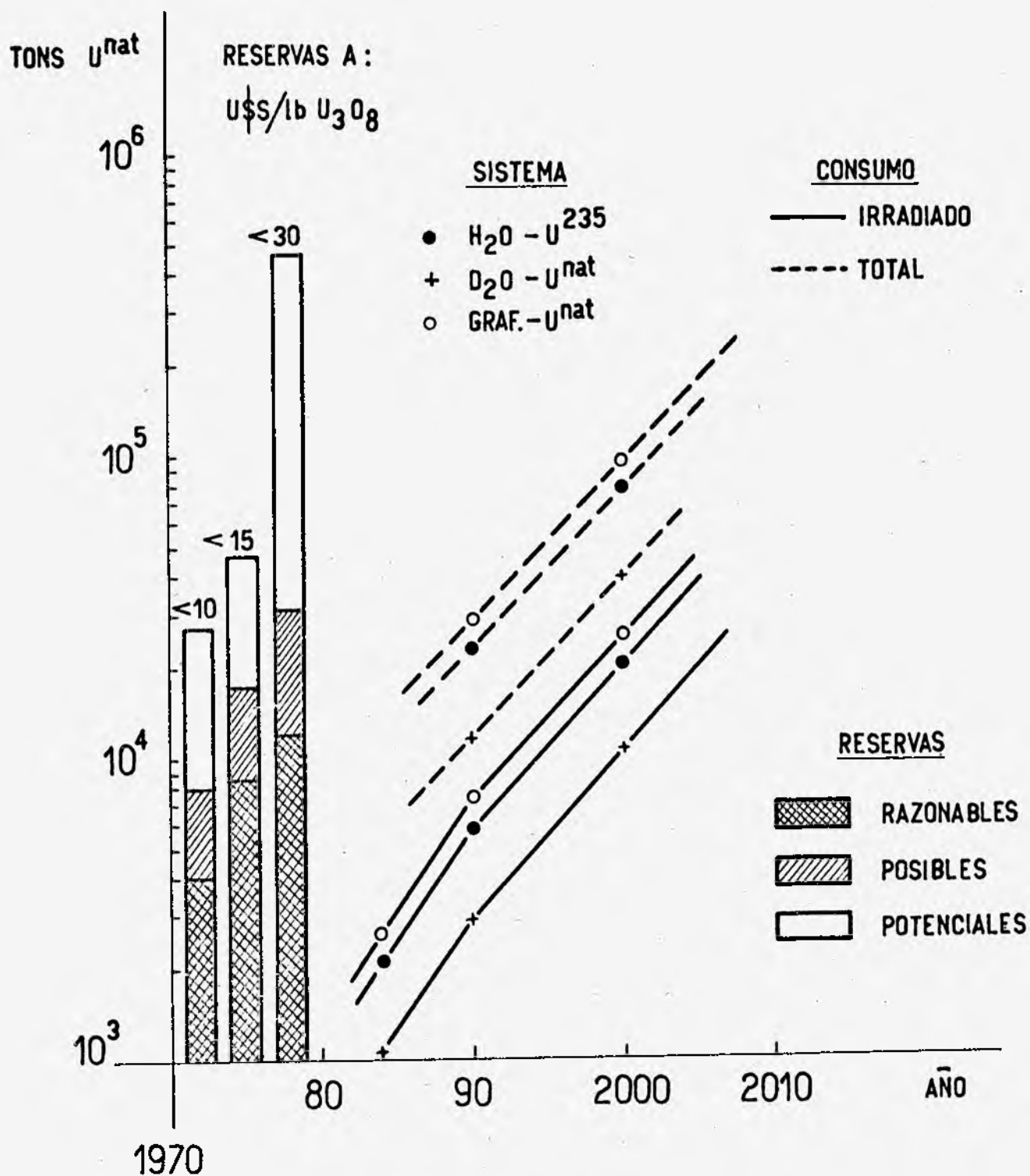


Fig. 2.-

GOBIERNO DE CHILE NATURAL

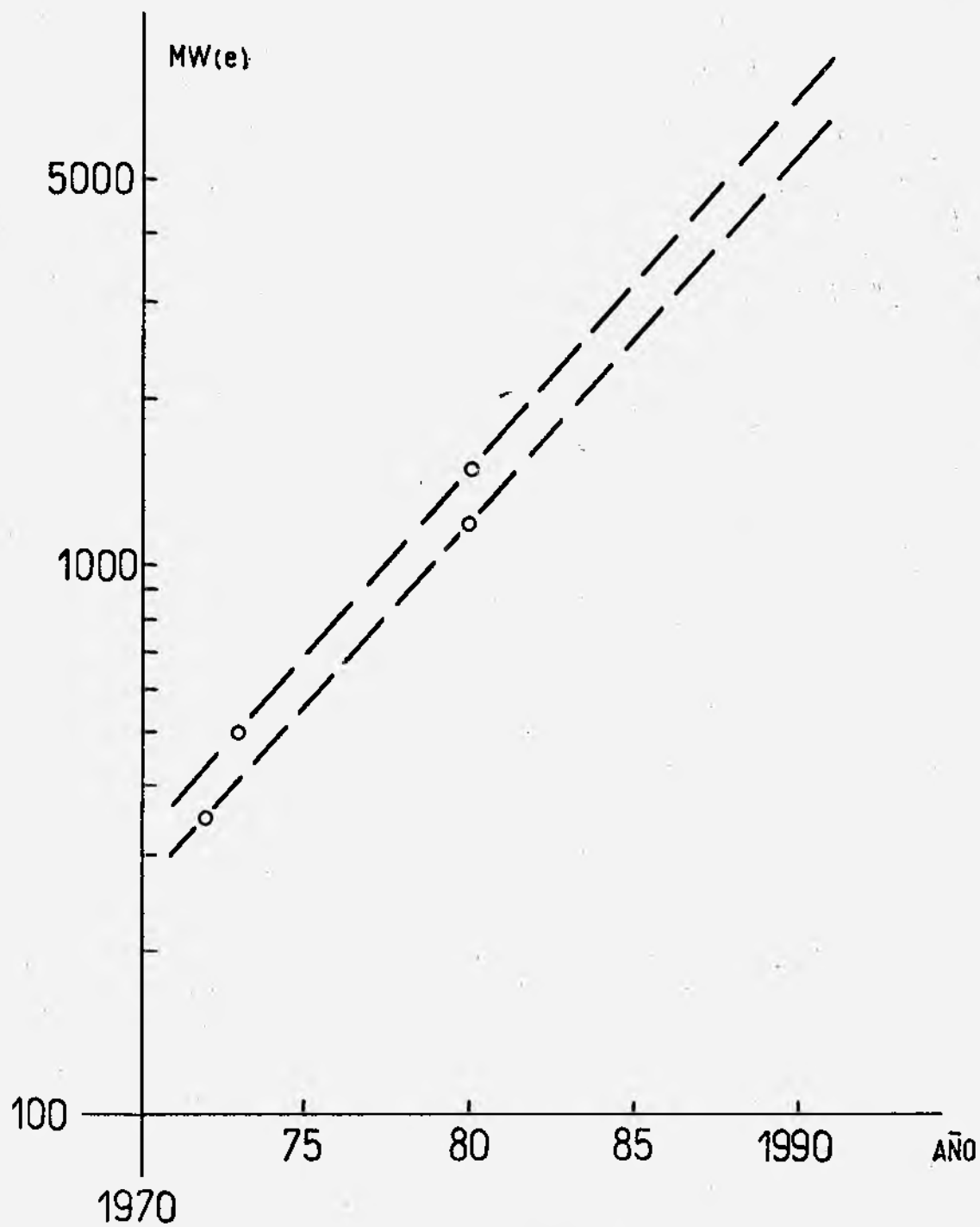


Fig. 3.- EXPANSION DE LA POTENCIA NUCLEO-ELECTRICA
INSTALADA (1970 - 1990)

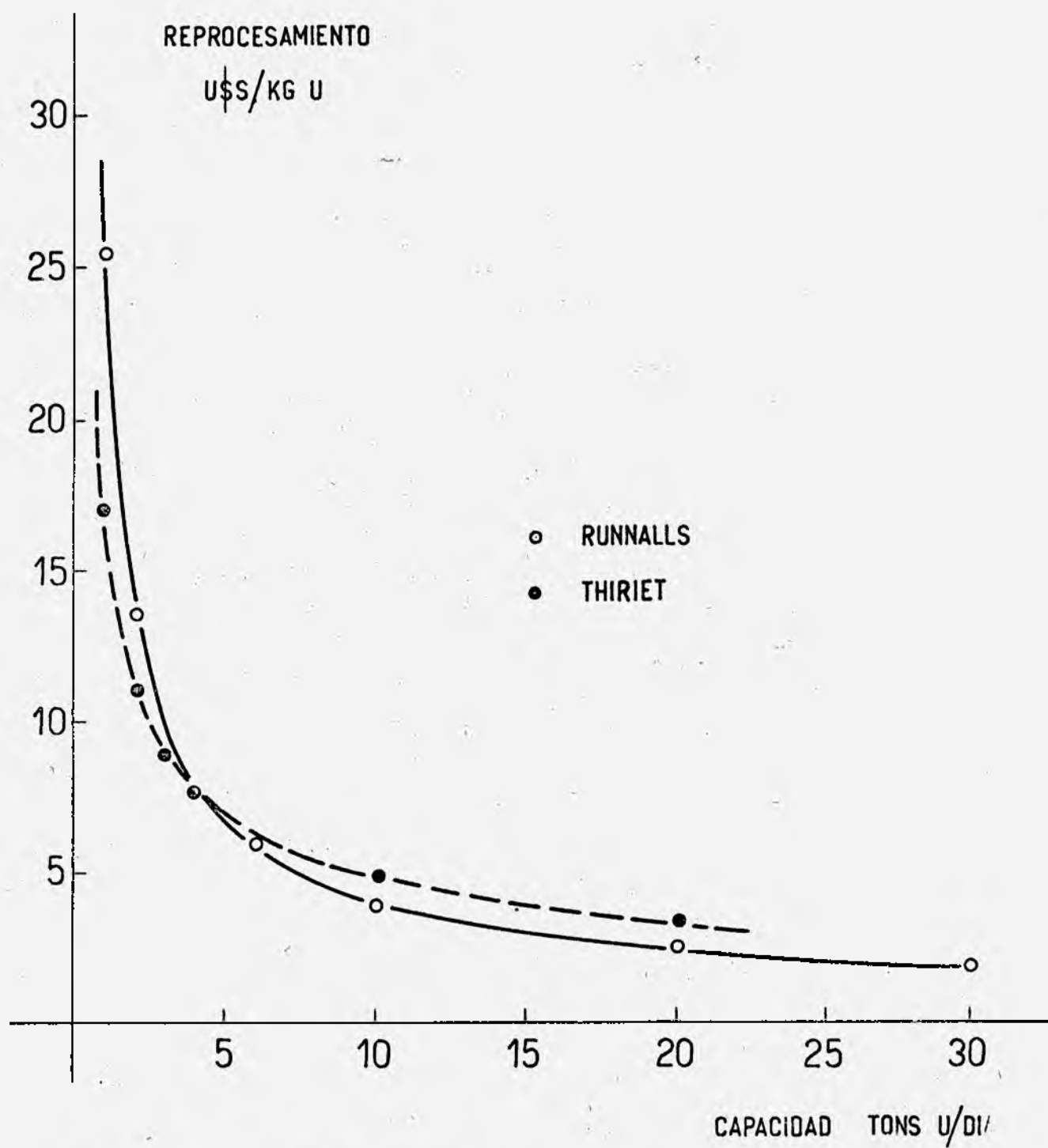


Fig. 4.-

COST. DE REPROCESAMIENTO.

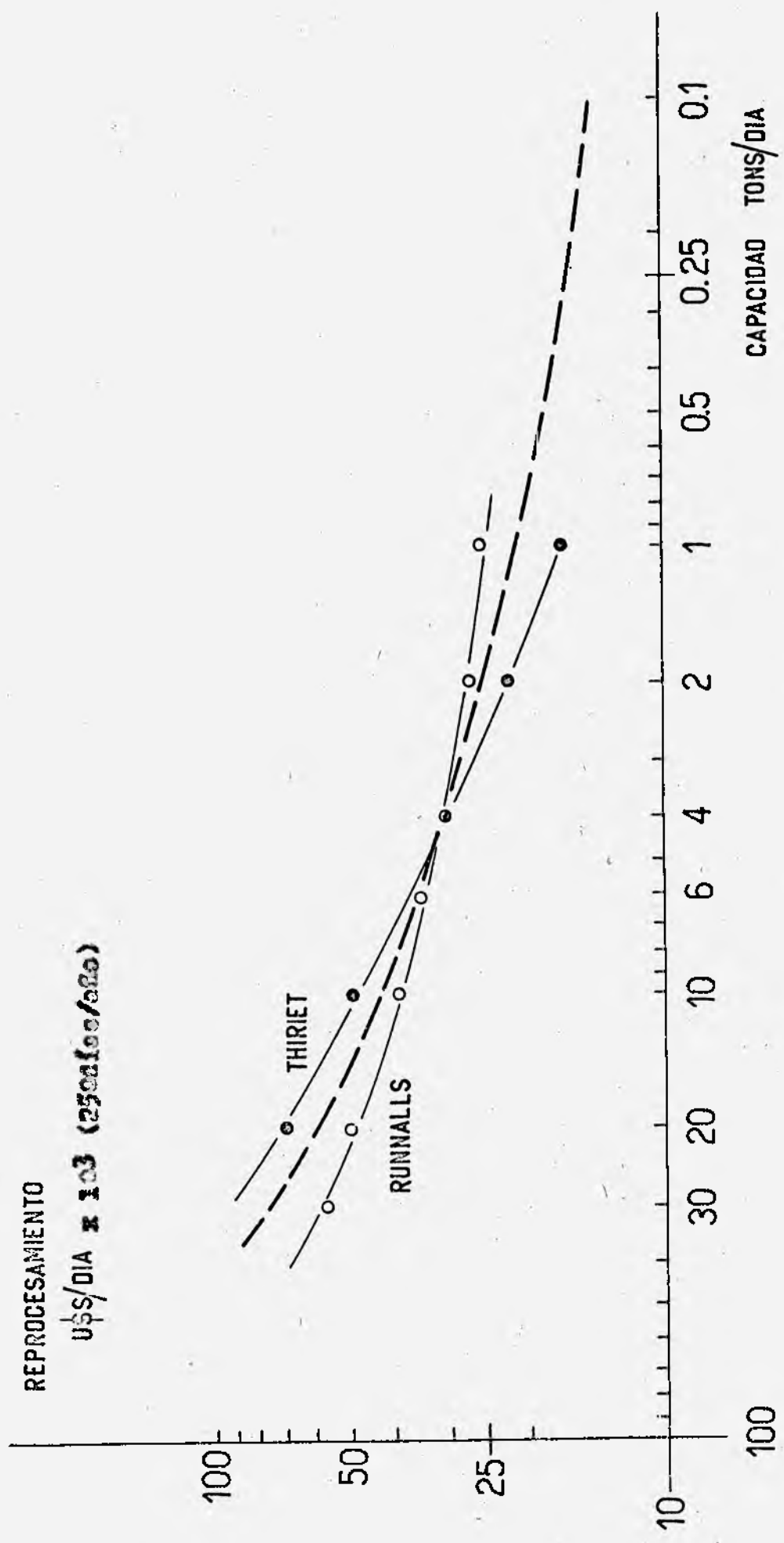


Fig. 5.- COSTO DE REPROCESAMIENTO

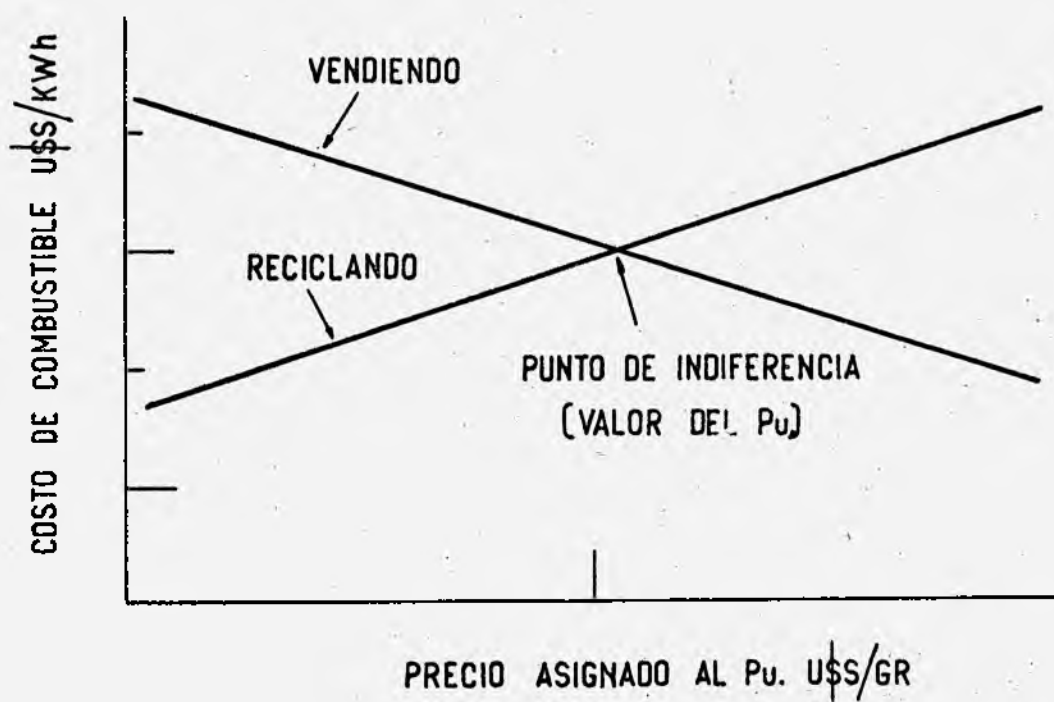


Fig. 6.- VALOR DEL PLUTONIO

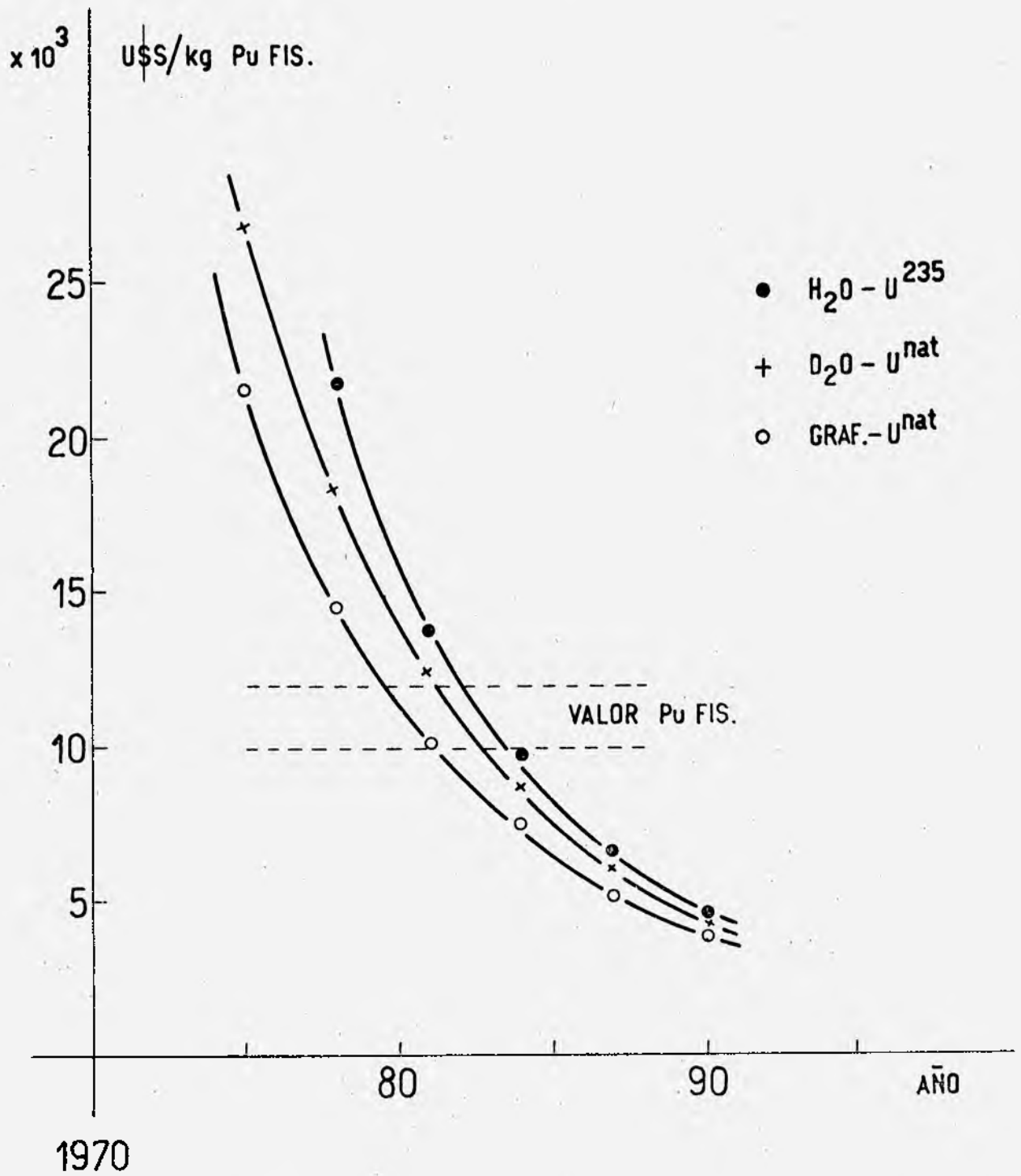


FIG. 7.- COSTO DE PLUTONIO

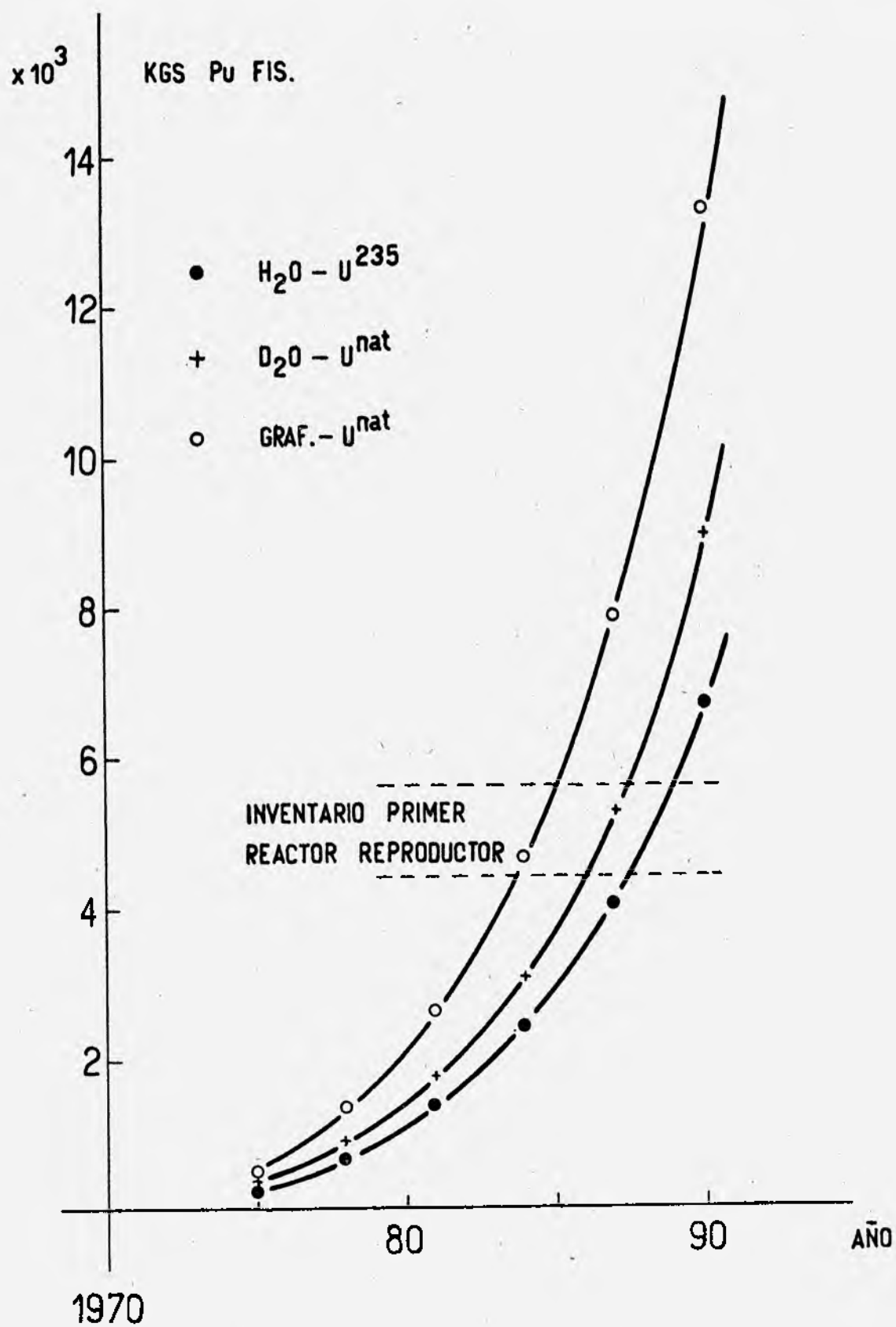


FIG. 9.- PRODUCCION DE PLUTONIO

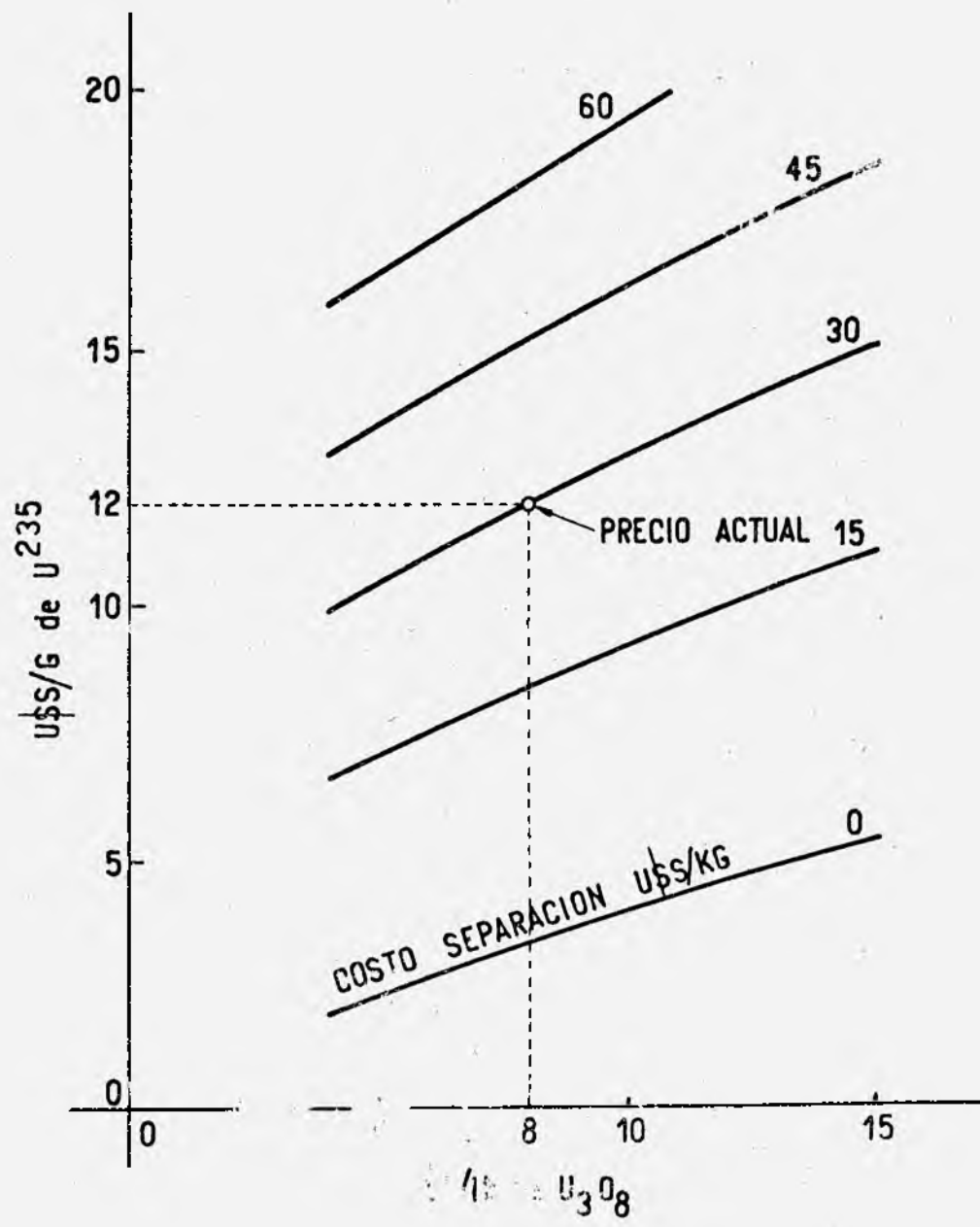


Fig. 10. COSTO DE SEPARACION DE U^{235}



Presidencia de la Nación
Comisión Nacional de Energía Atómica

Letra *26*
Nº *26*

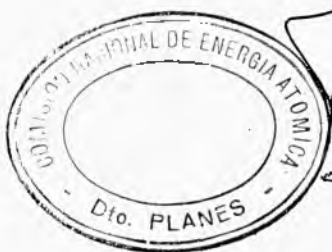
BUENOS AIRES, junio 17 de 1966.-

SEÑOR PRESIDENTE DEL COMITE DE PUBLICACIONES

Adjunto se remite el trabajo producido por el señor A.J. Carrea, titulado:

USO Y RECUPERACION DE COMBUSTIBLE EN EL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

a los efectos de solicitar su dictamen.



F. van Braam Houckgeest
F. van Braam Houckgeest
Jefe



Letra 21
Nº 21

Presidencia de la Nación
Comisión Nacional de Energía Atómica

COMITE DE PUBLICACIONES

A C T A

Habiéndose considerado el trabajo producido por el señor A.J. Carrea, titulado:

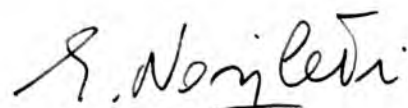
USO Y RECUPERACION DE COMBUSTIBLES EN EL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

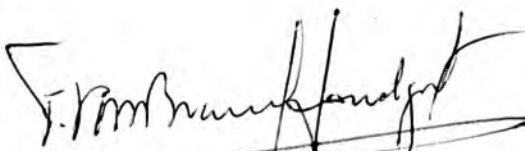
este Comité aconseja su publicación.

BUENOS AIRES, junio 27 de 1966.-

GERENCIA. SERV. GENERALES
DESPACHO GENERAL
Entró:
Salio: 27 JUN 1966


PRESIDENTE
Ing. E.E. Galloni


JEFE DPTO. COORDINACION TECNICA
Ing. E.V. Nasjletti


~~JEFE DPTO. DE INFORMACION~~
Ing. F. van Braam Houckgeest

De conformidad, publíquese.



OSCAR A. QUIRILLATI
Presidente