

REACTORES RAPIDOS

Por EDUARDO DIAZ RIO
Dr. Ing. de Caminos, Canales y Puertos.

I. Antecedentes.

Las experiencias del Prof. Enrico Fermi en 1942, que dieron como resultado el control de la reacción en cadena, consecuencia de la fisión del átomo de uranio, el programa "Átomos para la Paz" del Presidente de los Estados Unidos Eisenhower y la necesidad de buscar nuevas fuentes de energía para poder cubrir la demanda del mercado de forma económica, desarrollaron la aplicación de la tecnología nuclear a la producción de energía eléctrica.

Si bien el primer kWh nuclear se produjo en un reactor rápido en 1951, nueve años después del experimento del Prof. E. Fermi, las dificultades técnicas que se encontraron retrasaron el desarrollo de este tipo de reactor en beneficio de los reactores térmicos, que con sus diferentes modelos ya están cubriendo actualmente una buena parte de la producción de energía eléctrica en numerosos países del mundo.

A final de la década de los años 50, el desarrollo de los reactores rápidos ha tenido un nuevo impulso en el mundo occidental cuando los expertos intuyeron tanto las economías derivadas de la utilización de este tipo de reactor, como las limitaciones de los recursos naturales de uranio.

Rusia, uno de los países mejor dotados de energía convencional (hidráulica, petróleo, carbón, gas natural) ha desarrollado desde el primer momento la tecnología de los reactores rápidos, y actualmente tiene en funcionamiento el reactor rápido BN 350 en Shevtshenko, a orillas del Mar Caspio, con una potencia tér-

mica de 1.000 MW y una potencia eléctrica de 350 MW, de los que 150 MW se emplean en producir electricidad y otros 200 MW en desalar agua del mar. Está previsto que en este año, 1975, entre en funcionamiento un reactor rápido de 600 MWe instalado en Beloyarsk.

En Europa, los tres países más adelantados en este campo son: Francia, Inglaterra y Alemania.

El reactor francés Phenix, de 250 MWe, ha constituido un rotundo éxito, y desde su puesta en servicio en el otoño de 1973 ha conseguido muy buenos factores de utilización.

El reactor rápido inglés, de 300 MWe, que tenía prevista su entrada en funcionamiento con anterioridad al francés, sufrió unos retrasos debido a los problemas lógicos de un prototipo, y ya ha sido acoplado a la red hace unos meses.

En Kalkar (Alemania) está en proceso de montaje un reactor rápido de 300 MWe, el SNR-300, construido por un consorcio formado por empresas alemanas, belgas y holandesas, en cuyo proyecto colabora una empresa eléctrica española.

Se ha formado un consorcio entre Francia, Alemania e Italia para construir el reactor rápido "Superphenix" de 1.200 MWe, inspirado en el modelo francés.

En Estados Unidos la iniciativa privada comenzó, en 1956, el proyecto Enrico Fermi, con lo que hacían su aparición los reactores rápidos; este primer reactor funcionó en 1966, con una potencia térmica de 200 MW. Debido a problemas de refrigeración del núcleo estuvo parado durante cuatro años, y después de su nue-

vo arranque y llegada a plena carga fue parado definitivamente en 1972.

Prácticamente todos los países con avanzado estado de tecnología tienen en proyecto o en ejecución reactores rápidos de demostración que requieren cuantiosas inversiones, que podemos estimar hasta 1972, en:

Inglaterra	575 · 10 ⁶ \$ U.S.A.
Francia	590 · 10 ⁶ \$ U.S.A.
Alemania, Bélgica y Holanda	410 · 10 ⁶ \$ U.S.A.
Italia	86 · 10 ⁶ \$ U.S.A.
Estados Unidos	1.600 · 10 ⁶ \$ U.S.A.
<i>Total</i>	3.261 · 10 ⁶ \$ U.S.A.

En el caso concreto de Estados Unidos, y de acuerdo con el programa establecido por la USAEC, entre los años 1970 y 1990, será necesario invertir en investigación y reactores rápidos de demostración unos 5.000 · 10⁶ dólares USA.

II. Desarrollo de las necesidades de energía.

La economía energética mundial se caracteriza por una expansión general de la demanda de los diversos tipos de energía primaria. La acumulación de la demanda en los países en vías de desarrollo influye sensiblemente en esta expansión.

En los países altamente industrializados aumenta la inquietud por proteger el medio ambiente, a la vista de la aceleración de la tasa de crecimiento en todos los sectores industriales, y se estudia una disminución del crecimiento teniendo en cuenta la limitación de recursos naturales. Como consecuencia, los consumidores deberán tomar conciencia de usar la energía de forma más eficaz y rentable. Sin embargo, no hay ninguna duda para los expertos de que la tasa de crecimiento del consumo de energía seguirá aumentando respecto al total de la energía primaria.

En el Plan Energético Nacional Español se estudian previsiones de la demanda y la estructura óptima del abastecimiento, llegándose a la consecuencia de que en 1985 la tecnología nuclear cubrirá el 23,4 por 100 de la demanda energética y el 57,1 de la generación eléctrica, con la instalación de 24.000 MWe. A partir del año 1985, todos los incrementos de energía se cubrirán con centrales nucleares, según se indica en el Plan Energético Nacional.

Esta situación es bastante similar a la que

tiene planteada la Comunidad Económica Europea, en donde un grupo de expertos ha realizado un estudio sobre las posibilidades de penetración de los reactores rápidos en el mercado.

En la C.E.E. las previsiones son que en 1985 el porcentaje de energía nuclear sobre el total de energía eléctrica será del 45 por 100; en 1990, el 65 por 100; en el año 2000, el 80 por 100.

III. Posible penetración de los reactores rápidos.

La investigación sobre reactores rápidos y su comercialización no habría tenido un avance tan espectacular, si no se hubiera puesto de manifiesto la necesidad de aprovechar mejor el combustible nuclear ante la limitación de los recursos naturales de uranio.

El amplio desarrollo de la energía nuclear en el mundo para poder abastecer una parte importante de la demanda de energía eléctrica, lleva consigo el aumento de las necesidades de uranio. Los países están dedicando importantes recursos económicos a la investigación de minerales de uranio, que pueden ser explotados a precios razonables. La impresión actual es que si no se introducen los reactores rápidos antes de finales del presente siglo, y la producción de energía de procedencia nuclear se hiciera exclusivamente con los actuales reactores de agua ligera, el suministro de uranio podría verse seriamente comprometido, a menos que se explotasen recursos uraníferos a precios muy elevados, lo que repercutiría en el precio del kilovatio-hora producido, con sus consecuencias para la economía.

Se plantea, pues, el problema de aprovechar mejor el combustible nuclear y la utilización de otros combustibles escasamente empleados hasta ahora en reactores rápidos, como el torio.

En un estudio efectuado en la C.E.E. de los seis, sobre las posibilidades de presentación en el mercado de los reactores rápidos, se parte del supuesto de que estos reactores son comerciales a partir de 1990 y que, hasta entonces, funcionarán las cuatro nuevas instalaciones de demostración aparte de las ya existentes en construcción o explotación que se indican:

1980: Una instalación de 1.200 MWe

1983: Una instalación de 1.500 MWe

1986: Una instalación de 2.000 MWe

1988: Una instalación de 2.000 MWe

En el estudio se establecen varias hipótesis de funcionamiento simultáneo de los reactores rápidos (FBR) con los de otros tipos, agua ligera (LWR), de alta temperatura (HTGR), y agua pesada (HWR), llegándose a las siguientes consecuencias:

- La utilización de los reactores rápidos presentan considerables ventajas en cuanto al coste del ciclo de combustible.
- Los reactores rápidos refrigerados con sodio alcanzarán su madurez industrial en un plazo breve. La inversión en centrales de gran potencia, 2.000 MWe, equipadas con este tipo de reactores, no difiere sensiblemente de las equipadas con reactores térmicos, siendo más económico en aquéllos el precio del kilovatio-hora producido.
- La introducción masiva de los reactores rápidos lleva consigo una reducción importante, hasta del 60 por 100, de las necesidades crecientes de combustible nuclear, lo que facilitará considerablemente la puesta a punto de otros recursos de energía primaria.
- En cuanto al coste global del ciclo de combustible, es más conveniente el empleo del plutonio en los reactores rápidos que en los térmicos.
- La introducción de los reactores rápidos alimentados con plutonio de producción en los diferentes tipos de reactores térmicos. El empleo de reactores rápidos alimentados con U-235 en vez de plutonio, puede acelerar la penetración de los reactores rápidos.
- La favorable incidencia de utilizar reactores rápidos con vistas a un menor coste del ciclo de combustible y un mejor empleo de las reservas de uranio, puede incrementarse con la utilización de combustibles nucleares avanzados como los carburos de uranio.
- En el año 2010, el porcentaje de energía eléctrica producida por reactores rápidos puede ser del orden del 80 por 100 respecto al total de la energía eléctrica de origen nuclear.

IV. Tipos de reactores rápidos.

4.1. Características.

Las características principales de estos reactores rápidos pueden resumirse de la forma siguiente:

a) *Elevada energía de los neutrones.* — Se utilizan en este tipo de reactores los neutrones rápidos que se producen en las fisiones de los átomos. A diferencia de los reactores térmicos, no precisan de un moderador que disminuya la velocidad de los neutrones.

b) *Gran densidad de combustible.* — A fin de poder conseguir un mantenimiento de las reacciones nucleares sin utilizar un moderador, se precisa reunir en el núcleo del reactor una cantidad mayor de material fisible por unidad de volumen que en el caso de los reactores térmicos.

c) *Alta potencia específica.* — Debido a que el material fisible muy concentrado tiene un coste elevado, se busca su mejor utilización a base de obtener una potencia calorífica alta por volumen de núcleo (500 kW/litro).

d) *Elevado rendimiento.* — Considerando que el rendimiento de transformación de la energía térmica de un reactor en energía eléctrica es tanto mejor cuanto mayor es la temperatura del vapor, puede decirse que el reactor a neutrones rápidos, al poder producir vapor a temperaturas superiores a 500° C, se encuentra en condiciones comparables a las que se obtienen en las centrales termoeléctricas convencionales (de carbón o fuel-oil) del tipo más moderno.

El rendimiento medio que ofrece un reactor rápido viene a ser un 5 por 100 superior al que garantiza un reactor térmico del tipo LWR.

e) *Menor coste del ciclo de combustible.* — El aprovechamiento óptimo del espectro energético de los neutrones junto con la utilización adecuada de los materiales fértiles (uranio-238 y torio 232) y fisibles (uranio-235 y, sobre todo, plutonio-239) del combustible, da lugar a que el reactor rápido pueda producir más material fisible (derivado de las reacciones de los neutrones rápidos con el U-238) que el que consume como consecuencia de los fenómenos de fisiones nucleares.

A este respecto es importante citar el concepto de *tiempo de duplicación* de un reactor rápido y que es el tiempo necesario para que

se produzca una cantidad neta de material fisionable, en exceso del que necesita para su propio consumo, suficiente para constituir la carga inicial de material fisionable de otro reactor igual.

Este tiempo, para un reactor rápido de sodio, se cifra entre diez y quince años.

En líneas generales puede decirse que este tipo de reactores pueden extraer por tonelada de uranio natural mucha más energía que los otros tipos de reactores.

4.2. Refrigeración.

Debido a la gran potencia específica y para que la temperatura del núcleo no sea excesiva, es necesario que el combustible se encuentre muy fraccionado, y que el calor producido sea evacuado por un fluido que tenga unas propiedades particularmente favorables a la transferencia de calor.

Normalmente se emplean el sodio líquido y el gas helio, si bien en fase de experimentación se utilizan también el agua ligera y la sal fundida.

4.3. Reactor refrigerado por sodio.

Dentro de estos reactores funcionando con neutrones rápidos y que son refrigerados por sodio, cabe distinguir dos tipos diferentes:

- Tipo piscina (Pool).
- Tipo circuito (Loop).

El calor producido en el núcleo del reactor es transportado por el sodio líquido a través de un circuito primario. El calor de este circuito es transferido a otro circuito de sodio, llamado intermedio de seguridad, a través de un intercambiador de calor.

Este circuito intermedio, a su vez, transfiere el calor a un circuito de agua, cuyo vapor, producido en el generador de vapor, es el que mueve la turbina, al igual que el proceso seguido en una central térmica convencional.

El tipo piscina se basa en un concepto integrado en el que los principales componentes del circuito primario se encuentran incorporados dentro de la piscina o vasija.

Este modelo tiene la ventaja de su sencillez de circuitos y en caso de alguna fuga o rotura ofrece mejor contención. Como contrapartida,

ofrece mayores problemas en el mantenimiento de sus equipos por la dificultad en su accesibilidad.

El tipo circuito se basa en el concepto de circuitos externos al igual que los empleados en los reactores de agua a presión.

El modelo tipo "piscina" es el desarrollado por Gran Bretaña y por Francia, mientras que el tipo "circuito" es el que están desarrollando Estados Unidos, Alemania, Benelux y Japón.

En las figuras adjuntas se pueden ver los esquemas de principio de ambos tipos.

4.4. Otros tipos de reactores rápidos.

Aunque todavía en su fase de desarrollo experimental, cabe mencionar a otros tipos basados en el aprovechamiento primario de los neutrones rápidos para conseguir el efecto reproductor de material fisible, entre ellos se encuentran los siguientes modelos que no utilizan el sodio como refrigerante:

1. Reactor rápido reproductor de agua ligera (LWBR).

Utiliza agua ligera como refrigerante y óxido de torio como material fértil. Ofrece la ventaja de estar basado en una tecnología bien conocida como es la de los reactores de agua ligera. Pudieran tener su importancia en el futuro si los reactores de sodio presentasen graves problemas para su comercialización.

2. Reactor rápido reproductor de sal fundida (MSBR).

Utiliza la sal fundida como refrigerante. Emplea el torio como material reproductor.

3. Reactor rápido reproductor de gas (GFBR).

Emplea el helio como refrigerante. Este gas se ha impuesto gracias a su neutralidad química y a que no presenta cambio de fase.

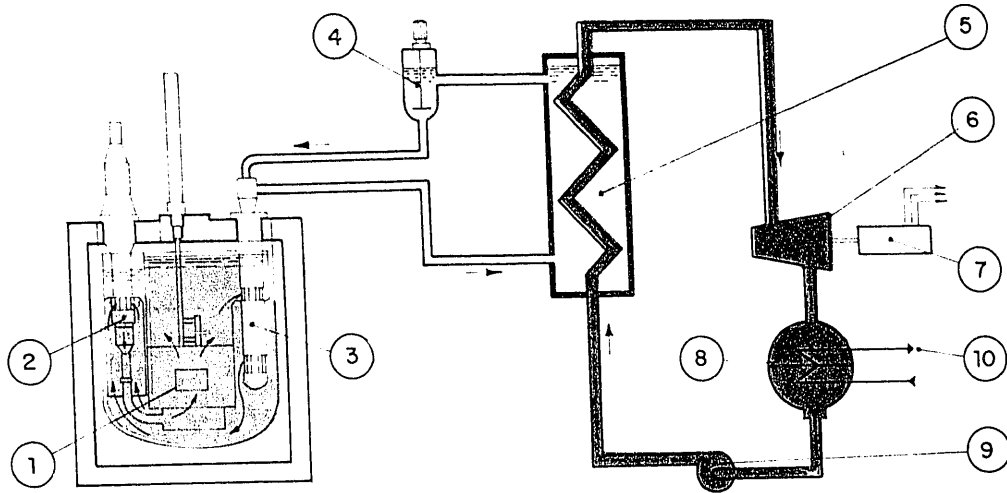
Como material fértil reproductor admite el uranio y el torio.

Presenta una buena economía neutrónica, un alto factor de reproducción y una alta temperatura de salida (950° C).

NOTA: La ventaja que ofrece el torio como material fértil es que da lugar a la formación del uranio-233 como material fisible, presentando la ventaja frente a los otros dos elementos fisibles, Pu-239 y U-235, de que presenta un número medio de neutrones por fisión, superior.

Otra ventaja es que el U-233 puede utilizarse en el reactor en lugar del U-235, disminuyendo con ello las necesidades de consumo de uranio natural.

Finalmente, otra ventaja que podría citarse frente al Pu-239 es la de presentar una menor radiotoxicidad.



ESQUEMA DE PRINCIPIO DE UNA CENTRAL NUCLEAR DE NEUTRONES RAPIDOS TIPO PISCINA (POOL) PHENIX (FRANCIA)

- | | |
|-------------------------------|--|
| 1. Núcleo. | 6. Turbina. |
| 2. Bomba principal de sodio. | 7. Alternador. |
| 3. Intercambiador intermedio. | 8. Condensador. |
| 4. Bomba secundaria de sodio. | 9. Bomba de alimentación. |
| 5. Generador de vapor. | 10. Agua de refrigeración condensador. |

COLEGIO INGENIEROS DE CAMINOS
BIBLIOTECA

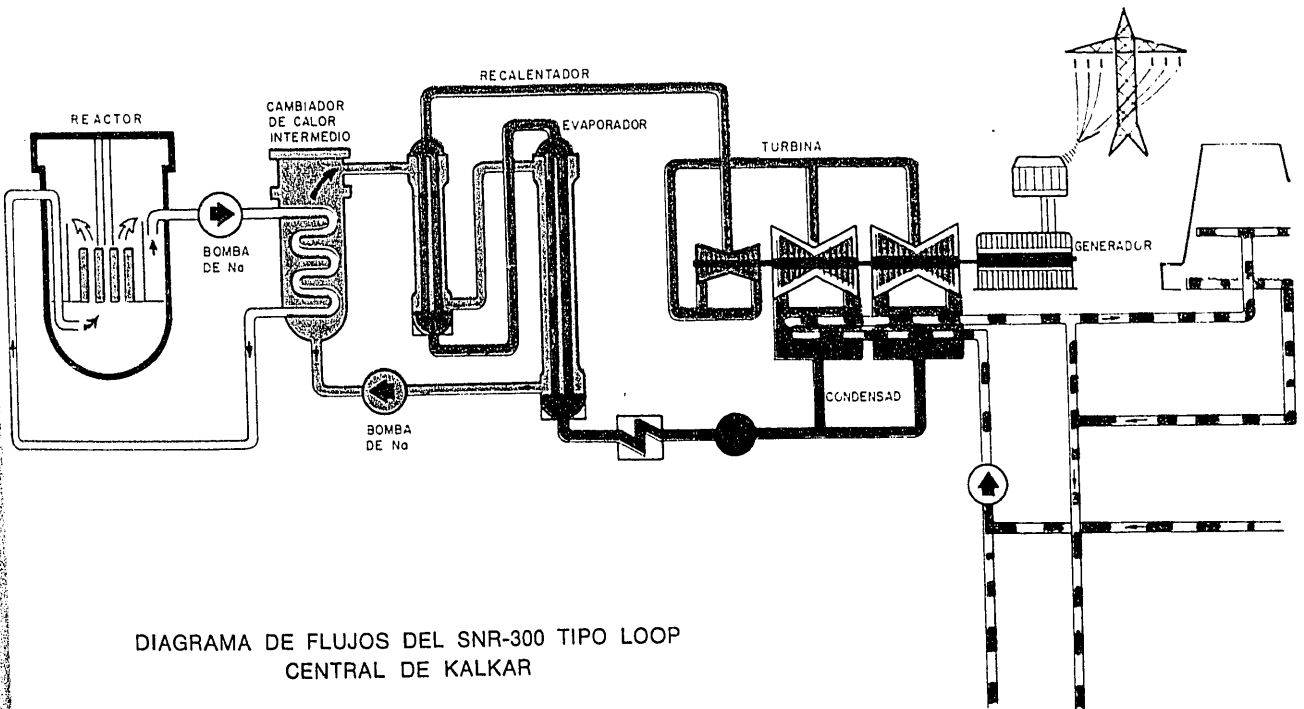


DIAGRAMA DE FLUJOS DEL SNR-300 TIPO LOOP CENTRAL DE KALKAR

Como inconveniente cabe mencionar el que su tecnología se encuentra mucho menos desarrollada que la del otro material fértil, que es el uranio.

da alcanzar en el futuro un coste de generación de energía menor que el de un reactor de agua ligera.

Para obtener un coste más o menos real del ciclo de combustible, así como para ver el potencial que encierra el reactor rápido es necesario partir de la hipótesis de que ambos tipos de reactores se encuentran ya comercializados, pues de lo contrario resultaría el rápido continuamente penalizado. En las tablas 5.1 y 5.2 se exponen los valores técnicos y económicos de ambos reactores. Los valores técnicos aquí expuestos de los LWR están basados en valores de 1974. El precio del uranio natural

V. Ventajas económicas del reactor rápido frente al LWR.

Como hemos dicho, la ventaja que presenta un reactor rápido frente a uno de agua ligera, se basa en el coste del ciclo de combustible. Esta ventaja, a su vez, permite que la central rápida pueda invertir más en sus equipos y pue-

TABLA 5.1
Datos técnicos de los LWR y de los FBR.

Datos técnicos	Unidades	LWR	FBR (sodio)
Potencia específica	kW _e /Kg U	36,7	143,2
Quemado medio	MWd/t U	33,300	70.000
Eficiencia	%	32,6	37,0
Diámetro de la vaina del:			
Elemento combustible	mm	10,75	7,6
Elemento fértil	mm	—	11,6
Altura de la zona activa del núcleo	m	3,9	0,95
Longitud axial del elemento fértil	m	—	2 x 0,4
Número de varillas por elemento		236	271
Tiempo de estancia en el reactor	a	3	1,5
Contenido de material fisible en el combustible	% U-235	3,18	—
	ó Pu-239	—	15
			1,18
Factor de reproducción			

TABLA 5.2
Comparación de datos económicos entre los LWR y los FBR, bajo el supuesto de que ambos están comercializados.

Datos económicos	Unidades	LWR	FBR (sodio)
Precio del uranio natural	\$/Kg U	15	a 50 \$/lb
Precio de la unidad de trabajo de separación	\$/Kg usw	45	- 75
Concentración de colas		0,24	% U 235
Costes de fabricación del:			
Elemento combustible (sólo uranio)	\$/Kg U		104
Elemento combustible de U/Pu	\$/Kg U-Pu	231	577
Elemento fértil	\$/Kg U		154
Costes de reprocesamiento	\$/Kg	10	77
Tiempo de vida de la central	Años		25
Factor de carga	%		80

TABLA 5.3

Costes del ciclo de combustible, basados en precios de 1974, para LWR y FBR.

	LWR (Mill./kWh)	FBR (sodio) (Mill./kWh)
Uranio natural:		
15 \$/lb U ₃ O ₈ + T de conversión a 3 \$/Kg usw	1,242	
Trabajos de separación:		
45 \$/Kg usw	0,915	
Costes de fabricación:		
LWR 104 \$/Kg	0,515	
Elemento combustible:		
FBR 577 \$/Kg		0,980
Elementos fértiles, sólo:		
FBR 154 \$/Kg		0,100
Trabajos reprocesamiento:		
Elementos combustibles	0,337	0,270
Elementos fértiles	—	0,034
Beneficio de restos de U ...	—0,127	—
Beneficio de las ganancias de Pu	—0,204	—0,165
Interés del inventario de Pu.	—	0,634
Coste total del ciclo de combustible	2,678	1,853

se le ha estimado una variación de 15 a 50 \$/lib. U, dada su tendencia ascendente. El precio de las unidades de trabajo de separación es fijado en dos valores, el primero corresponde al precio dado por USAEC en diciembre de 1974 y el segundo es el que se espera sea alcanzado en el futuro. La concentración de colas ha sido elegida de tal forma que representa el coste mínimo del enriquecimiento de uranio. Los valores de quemado elegidos para el rápido son relativamente bajos, ya que para unidades de elevada potencia se espera sobrepasen los 70.000 MWd/tU. El coste de los trabajos de reprocesamiento ha sido aumentado proporcionalmente al grado de quemado, teniendo como base el grado de quemado medio alcanzado hoy en día por los reactores de agua ligera.

Haciendo uso del formalismo de Schwarz (*) se obtiene el coste del ciclo de combustible para ambos tipos de reactores. En la tabla 5.3 se exponen los datos obtenidos.

Camo se puede observar en esta tabla los factores que más influyen sobre el coste del ciclo de combustible en los reactores de agua ligera son principalmente los precios del uranio natural (46 por 100) y de las unidades de separación (34 por 100). Por el contrario, en los reactores rápidos de sodio los factores que influyen

de combustible en los reactores de agua ligera son principalmente los precios del uranio natural (46 por 100) y de las unidades de separación (34 por 100). Por el contrario, en los reactores rápidos de sodio los factores que influyen

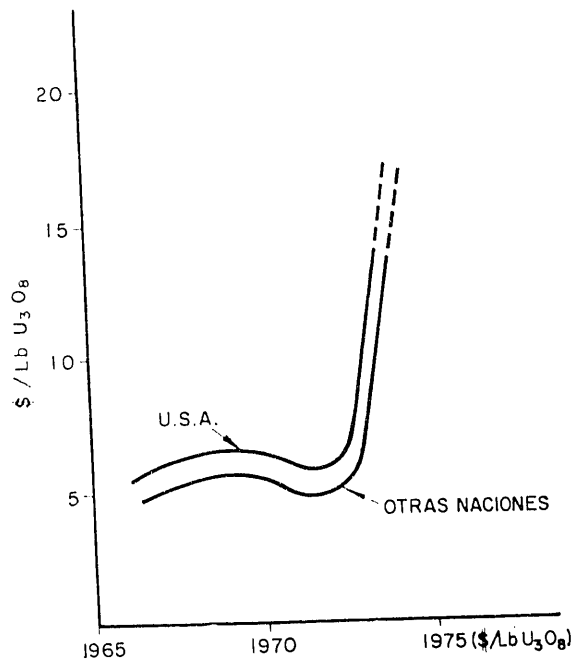


Fig. 1. — Desarrollo de la escalación de precios del concentrado de uranio (U₃O₈).

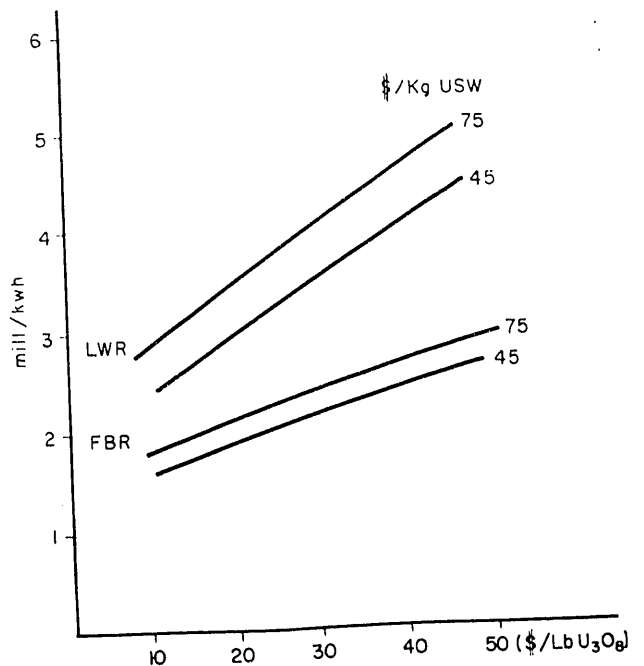


Fig. 2. — Costes del ciclo de combustible para LWR y FBR basados en precios de 1975.

(*) "Druckwasserreactoren", Oldekop, Munich, 1974.

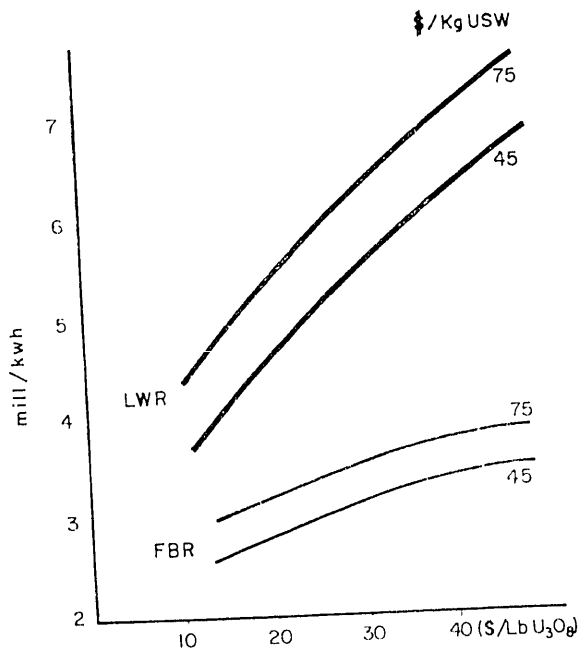


Fig. 3. — Costes del ciclo de combustible. Ritmo de escalación: 5 por 100 anual. Interés: 9 por 100 anual.

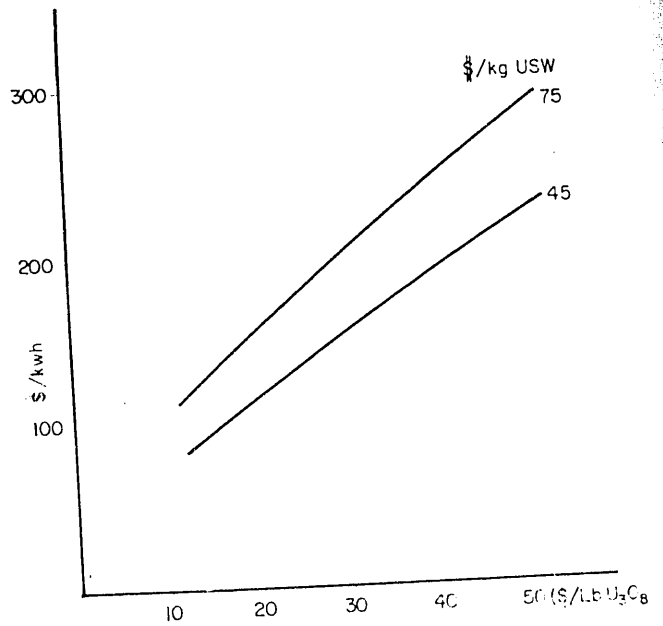


Fig. 4. — Costes adicionales permitidos en un FBR con respecto a un LWR.

en el coste son, principalmente, los de fabricación del combustible (52 por 100), debido al carácter radiotóxico del plutonio, y el del coste del inventario del ciclo del plutonio (34 por 100).

En la primera figura se muestra la variación de los precios del uranio natural en U.S.A. y en otros países.

La figura 2 expone los costes del ciclo de combustible para el LWR y para el FBR en función del precio del uranio natural para dos precios distintos de enriquecimiento (45 y 75 \$/kilogramos usw).

En la figura 3 se representan los costes del ciclo del combustible teniendo en cuenta una

escalación del 5 por 100 anual, y un interés del 9 por 100 al año.

Los costes adicionales que estarían permitidos en un reactor rápido con respecto al precio actual de una central de agua ligera quedan expuestos en la figura 4.

En resumen, puede decirse que el reactor rápido, debido a su economía en el coste del ciclo de combustible y al mejor aprovechamiento de las reservas de combustible nuclear, tomará una parte importante en la producción de energía en un próximo futuro, formando parte del grupo de reactores que deberán enlazar con los programados reactores de fusión.