

Los reactores reproductores rápidos de metal líquido

por Eduard Khodarev

1. Introducción: ¿Por qué son necesarios los reactores reproductores rápidos?

Según el estudio de la futura demanda de energía y de las posibles fuentes energéticas (carbón, petróleo, gas, energía nuclear, hidráulica y solar), la contribución de la fisión nuclear, competitiva hoy con las fuentes energéticas tradicionales, aumentará continuamente durante los próximos decenios. La cantidad de combustible que ha de fabricarse cada año para el funcionamiento de una central nuclear se calcula en decenas de toneladas; en cambio, cada una de las centrales alimentadas con carbón consume anualmente millones de toneladas de combustible, y las reservas mundiales de combustibles fósiles, especialmente carbón, aunque enormes, no son ilimitadas. La capacidad de la energía nuclear en su actual estado de desarrollo de satisfacer la demanda mundial de electricidad dependerá, en gran medida, de las reservas mundiales de uranio natural y de la posibilidad de obtener uranio-235, como combustible nuclear, a precios razonables. Sin embargo, el porcentaje relativamente pequeño de este isótopo contenido en el uranio natural limitará el desarrollo de la energía nucleoelectrónica basado exclusivamente en los actuales reactores de agua ligera, que, debido a su baja razón de conversión, solo utilizan el 2% de la energía potencial del uranio natural. Por tanto, a la larga, no podrán aprovecharse por completo las ventajas de la energía nuclear a menos que se encuentren reservas importantes de uranio natural o que se consiga utilizar más eficazmente el uranio.

Los reactores reproductores rápidos brindan la oportunidad de resolver fundamentalmente el problema en un futuro próximo, pues aprovechan mejor los actuales recursos de uranio natural (incluido el uranio empobrecido procedente de las plantas de enriquecimiento) y el plutonio producido en el combustible de los reactores térmicos. Producen más plutonio que el que consumen y son capaces de utilizar del 60 al 70% del uranio. Si se emplean los reactores rápidos con buenas propiedades de reproducción no solo se reduce considerablemente el consumo de uranio natural sino que además se puede estructurar de modo más flexible el sistema de generación de electricidad, con objeto de minimizar los costos. Son posibles con ellos grandes economías si se comparan con la utilización exclusiva de reactores térmicos; de esta manera un país puede conseguir en gran medida su independencia energética. Ref. [1].

2. Principios generales de los reactores reproductores rápidos

El proceso de fisión se basa en el hecho de que cuando un neutrón es capturado por el núcleo de un átomo de material fisionable, el átomo se escinde o fisiona. La energía liberada por este proceso la aprovechan los reactores de potencia para producir vapor, que a su vez acciona una turbina y genera electricidad.

Solo hay cuatro isótopos pesados efectivamente fisionables: el uranio-233, el uranio-235, el plutonio-239 y el plutonio-241. De estos, solo el uranio-235 existe en la naturaleza en

El Sr. Khodarev presta sus servicios en la Sección de Tecnología Nucleoelectrónica Avanzada de la División de Energía Nucleoelectrónica y Reactores del OIEA, y es también Secretario Científico del Grupo internacional de trabajo sobre reactores rápidos.

suficiente cantidad constituye alrededor del 0,7% del uranio natural) y los actuales reactores de potencia se basan en su empleo. Sin embargo, se pueden obtener cantidades considerables de los otros tres isótopos fisionables cuando los neutrones son absorbidos por ciertos isótopos del torio y del uranio. El material que se hace fisionable al absorber neutrones se denomina "combustible primario" o material "fértil". En el caso de los reactores reproductores rápidos, el material fértil más interesante es el uranio-238 que, por absorción neutrónica, se convierte en plutonio-239, isótopo fisionable. El uranio natural contiene más del 99% de uranio-238, y en el uranio empobrecido, que se acumula en las plantas de enriquecimiento de uranio destinado a las actuales centrales nucleares, la proporción es de casi del 100%.

Al fisionarse, los núcleos liberan más neutrones que los necesarios para mantener la reacción en cadena. Una característica de los reproductores rápidos es que, además de energía, producen más material fisionable que el consumen, de aquí el nombre de "reproductores".

El reactor reproductor rápido de metal líquido se denomina así porque utiliza neutrones de alta energía ("rápidos") para convertir el material fértil en material fisionable y sodio como refrigerante, el cual permanece en estado líquido ("metal líquido") a las altas temperaturas normales de trabajo.

En un reactor reproductor rápido, el material fértil (uranio-238) se encuentra en el núcleo y en la zona fértil alrededor del mismo. El núcleo está constituido por una mezcla de óxido de plutonio y de óxido de uranio. La fisión tiene lugar sobre todo en el núcleo del reactor, mientras que la conversión del uranio-238 en plutonio-239, por captura de los neutrones en exceso, se realiza en ambas partes del reactor.

Los conjuntos de elementos combustibles de la zona fértil están formados por barras de un material de composición uniforme. Los del núcleo lo están por barras cuya central es de material fisionable, mientras que los extremos son de material fértil. Por tanto, todo el núcleo del reactor está rodeado por zonas fértiles. Una vez extraídos del reactor los conjuntos de elementos combustibles gastados del núcleo y los conjuntos de la zona fértil, el plutonio se separa de los mismos durante las operaciones de reelaboración y se utiliza para fabricar elementos combustible destinados a reactores reproductores rápidos o a centrales nucleares de otro tipo.

Desde muchos puntos de vista, los reproductores rápidos son análogos a los actuales reactores de potencia en servicio. No obstante, el núcleo de los reproductores rápidos ha de ser mucho más compacto que el de los reactores de agua ligera. Se utiliza como combustible plutonio o uranio mucho más enriquecido; los elementos combustibles son de diámetro más pequeño y están revestidos de acero inoxidable en lugar de zircaloy. Como el agua modera rápidamente los neutrones rápidos producidos durante la fisión hasta un nivel energético inferior al necesario para la reproducción no puede utilizarse en los reactores reproductores rápidos. Por tanto, en un reproductor rápido tenemos que extraer una gran cantidad de calor de un pequeño volumen de combustible y a la vez utilizar un refrigerante que no modere los neutrones a un nivel energético inaceptable. En la práctica, solo algunos metales líquidos o el helio a presión cumplen estas condiciones. La transferencia de calor es mayor con metales líquidos que con el helio a presión, pero este último no modera tanto los neutrones como aquéllos. El pequeño núcleo de los reproductores rápidos necesita una elevada densidad de combustible, lo que favorece el empleo de metales líquidos como refrigerantes en el reducido espacio disponible; los grandes núcleos de los reproductores rápidos de centrales industriales requieren menor densidad de combustible y, en este caso, el espacio disponible en el núcleo es suficiente para permitir la refrigeración por helio a presión. Sin embargo, desde hace años se utilizan metales líquidos (por ejemplo, mercurio, mezclas de sodio y potasio, y sodio) como refrigerantes en los reproductores rápidos experimentales, los cuales han funcionado con éxito en todo el mundo, con lo que se ha acumulado una gran experiencia positiva.

La producción de energía en el núcleo de un reactor rápido es intensa, comparada con la de un reactor térmico, y, por consiguiente, el refrigerante debe poseer muy buenas características de transferencia del calor. Para los reactores rápidos que utilizan un sistema refrigerante a base de metal líquido, el sodio es el elemento elegido puesto que puede extraer eficazmente el calor del núcleo compacto del reactor y permanecer en estado líquido dentro de una gama relativamente amplia de temperaturas. El sodio, frente a otros posibles refrigerantes, presenta la mejor combinación de características necesarias, en particular, excelentes propiedades de transferencia de calor, necesidad de una baja potencia de bombeo, no muy elevadas presiones (puede emplearse prácticamente a la presión atmosférica), capacidad de absorber una considerable energía en condiciones de emergencia (ya que trabaja muy por debajo del punto de ebullición), tendencia a disolver o reaccionar con muchos productos de fisión capaces de penetrar en el refrigerante debido a un fallo de los elementos combustibles (y por lo tanto retenerlos), y, por último, muy buenas propiedades neutrónicas. Entre las características desfavorables del sodio, figuran su reactividad química con el aire y el agua, su activación al ser irradiado, su opacidad óptica y sus definiciones propiedades de moderación y absorción neutrónicas, pero estos inconvenientes en la práctica quedan compensados por las ventajas que ofrece como refrigerante. Ref. [2].

El sodio del circuito primario (es decir, el que está en contacto directo con el núcleo) no se utiliza en ninguno de los diseños de reactor rápido para producir vapor. En su lugar se recurre a un circuito intermedio de sodio (circuito secundario), que permite evitar la fuga de sodio radiactivo en caso de fallo del generador de vapor. Esto exige emplear intercambiadores intermedios de calor entre los circuitos primario y secundario de sodio. El circuito secundario de sodio aísla el circuito primario — y por consiguiente, el reactor lleno de sodio — de todo contacto con el agua. Desde luego esto no facilita el diseño de los generadores de vapor capaces de mantener separados eficazmente el sodio y el agua.

3. Principales tipos de reactores rápidos y sus parámetros de diseño

Hay dos diseños básicos de reactores rápidos refrigerados por sodio: el tipo piscina (integrado) y el tipo de circuito. En el tipo piscina, la vasija del reactor contiene, además del núcleo, otros componentes. La figura 1 es una representación esquemática de este tipo de reactor. Ref. [3]. La vasija del reactor, que está llena de sodio aproximadamente a la presión atmosférica contiene el núcleo, la maquinaria de recarga de combustible, el núcleo del circuito primario y los intercambiadores intermedios de calor. Por consiguiente, todo el circuito primario de sodio refrigerante está contenido en esta vasija. Este diseño permite reducir de modo apreciable la cantidad de tuberías exteriores. A título de ejemplo las Figuras 2 y 3 muestran el reactor francés Phénix.

El segundo tipo, conocido como diseño de circuito, se parece más a los reactores tradicionales de agua ligera: los distintos componentes del sistema de refrigeración, situados fuera de la vasija del reactor, están conectados entre sí por tuberías, en tanto que dentro de la propia vasija del reactor solo se encuentra el núcleo y el equipo con él relacionado. Como ilustración de este tipo de diseño, la Figura 4 presenta el sistema básico del reactor Monju, Ref. [4]. En ambos diseños del circuito primario, la vasija que contiene los componentes primarios está rodeada por otra vasija protectora, de modo que en caso de ruptura del sistema del circuito primario no ocurran grandes pérdidas de sodio radiactivo.

En un reactor rápido, sea cual fuere el tipo, dotado de un sistema de refrigeración por sodio, la finalidad es minimizar el tiempo de parada necesario para recargar el reactor. Tanto en los de tipo piscina como de circuito se utiliza con frecuencia un tapón rotatorio situado en la parte superior de la vasija del reactor, en la cubierta de cierre. La máquina de recarga del combustible en el núcleo está montada sobre este tapón rotatorio. Los

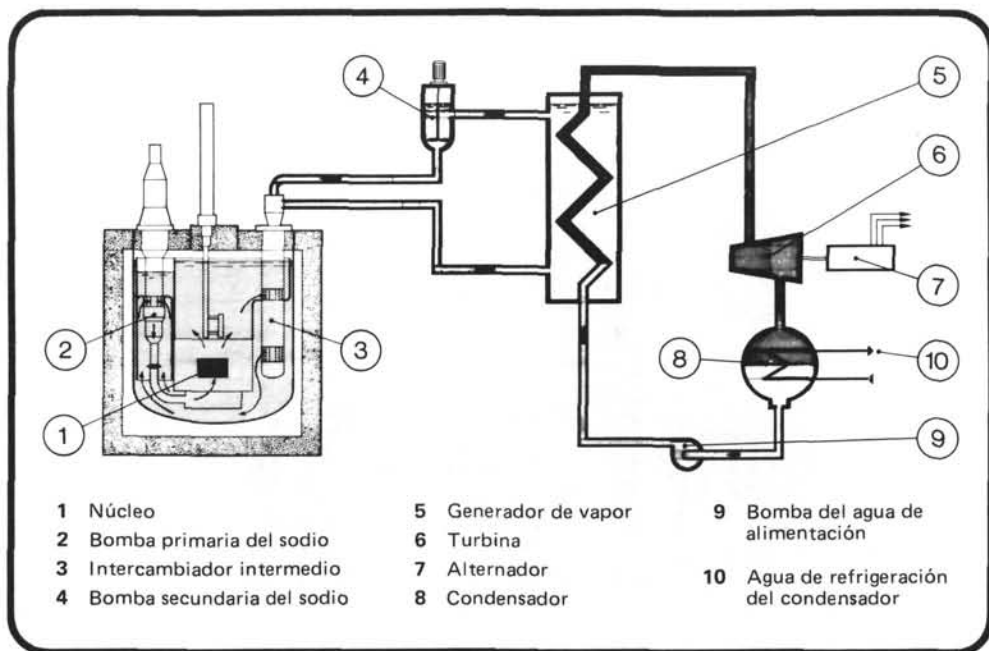


Figura 1. Diagrama esquemático de una central con un reactor rápido tipo piscina.

mecanismos de accionamiento de las barras de control, instalados también en este tapón, se desconectan del núcleo antes de hacer girar el tapón. De esta manera es posible trasladar el combustible del núcleo a cualquier punto dentro del reactor y viceversa utilizando la maquinaria destinada a ese traslado. En el tipo piscina, el combustible gastado suele colocarse en un bidón de almacenamiento provisional situado dentro de la vasija del reactor, en el que permanece mientras se disipa el calor de desintegración de los productos de fisión. La maquinaria de recarga del combustible fuera de la vasija se utiliza después para trasladar el combustible gastado al lugar de almacenamiento situado fuera de la vasija del reactor. Esto puede efectuarse sin parar el reactor. En el tipo de circuito, el combustible gastado pasa directamente del núcleo a las instalaciones de almacenamiento fuera del reactor.

Un importante problema en el caso de los reproductores rápidos es el de la vida útil del combustible. En los reactores térmicos solo un pequeño porcentaje de los átomos del combustible se fisionan antes de su extracción desde el núcleo al lugar de almacenamiento del combustible gastado o a la planta de reelaboración. Normalmente, la cantidad de material fisionable en el combustible de un reactor térmico no es superior al 4%, y como en dichos reactores es baja la razón de conversión fértil a fisión, solo se alcanza un grado de quemado de 2 a 3%. Con un grado de quemado más elevado, pueden provocarse daños en el revestimiento del combustible y fallos de éste. En los reproductores rápidos, el 15% o más del combustible está constituido por material fisionable, y como la razón de reproducción es mayor que la unidad, el grado de quemado no está limitado normalmente por la cantidad de material fisionable presente sino por la resistencia a los daños radioinducidos. En condiciones típicas, el grado de quemado puede alcanzar del 10 al 15%. Por tanto, mientras en los actuales reactores de agua ligera el grado de quemado es de 20 000 a 35 000 MW d/ton, la cifra correspondiente para los reproductores rápidos actualmente en diseño es de 100 000 a 150 000 en el MW.d/ton. El Cuadro 1 presenta las características básicas de los

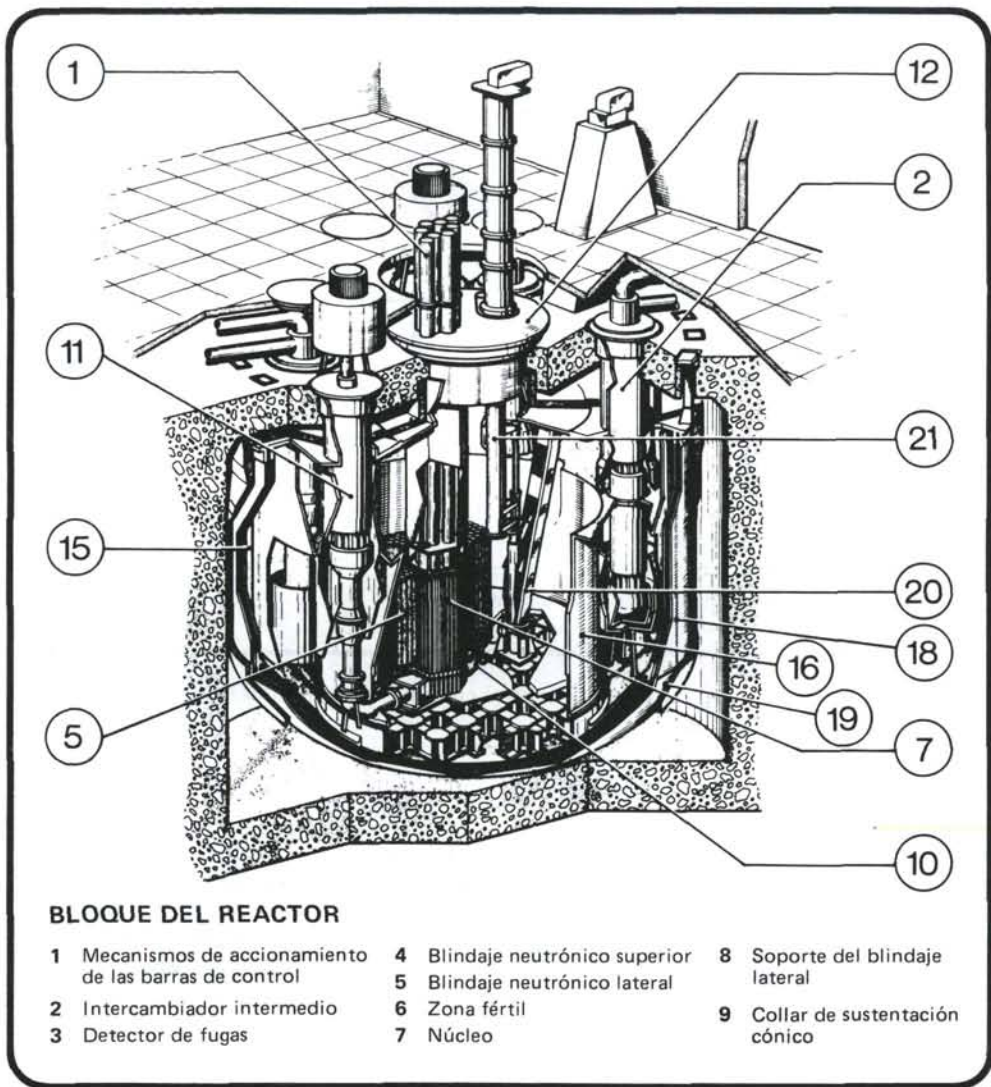


Figura 2. Corte de un reactor reproductor rápido tipo piscina (Phénix).

reproductores rápidos de demostración y las prototipo en funcionamiento o en diseño. Ref. [5 y 6].

En muchos países adelantados se considera que en el futuro cobrarán importancia creciente los reactores rápidos con fines industriales. Hoy día hay en servicio importantes reproductores rápidos experimentales refrigerados por sodio, por ejemplo, EBR-II (Estados Unidos de América), Rapsodie-Fortissimo (Francia), Joyo (Japón), KNK-II (República Federal de Alemania) y BOR-60 (Unión Soviética), y están en construcción reactores experimentales aún más grandes, por ejemplo, PEC (118 MW(t)), en Italia, y FFTF (400 MW(t)) reactor experimental multifuncional para estudios sobre el combustible (Estados Unidos de América).

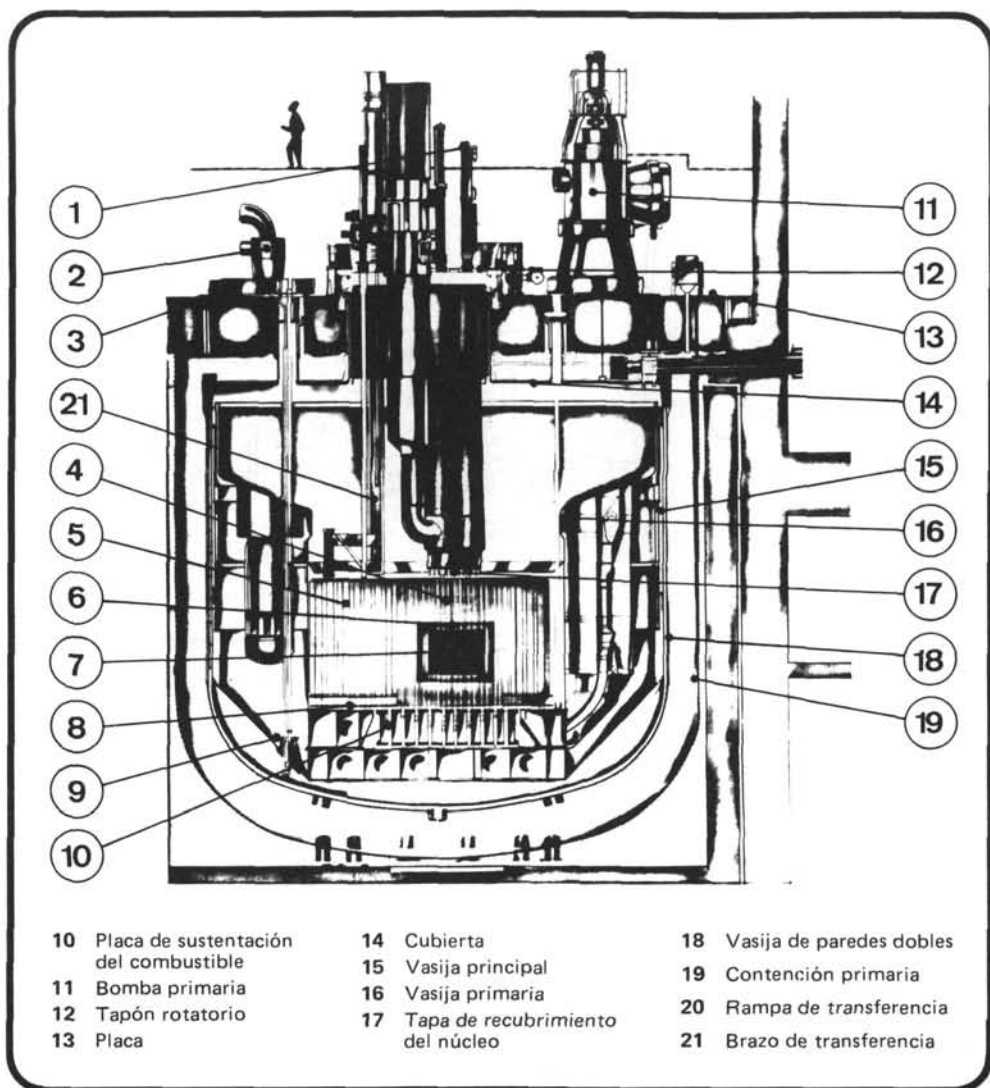


Figura 3. Sección vertical del reactor Phénix.

Se está ganando experiencia en el funcionamiento de los primeros prototipos de reproductores rápidos, en particular, BN-350 MW(e), de la Unión Soviética, Phénix (250 MW(e)), Francia y PFR (250 MW(e)), Gran Bretaña. Están en construcción centrales nucleares que emplean reactores rápidos, por ejemplo, Super-Phénix (1200 MW(e)), el primer reproductor rápido de demostración de tamaño natural, en Francia, SNR-300 (327 MW(e)), en la República Federal de Alemania, y BN-600 (600 MW(e)), en la Unión Soviética. De la misma manera varios países desarrollan otros proyectos.

Al evaluar la experiencia adquirida en el diseño, construcción y funcionamiento de los reactores reproductores experimentales refrigerados por sodio, en particular los primeros prototipos, puede afirmarse que la importante experiencia industrial para determinar si los

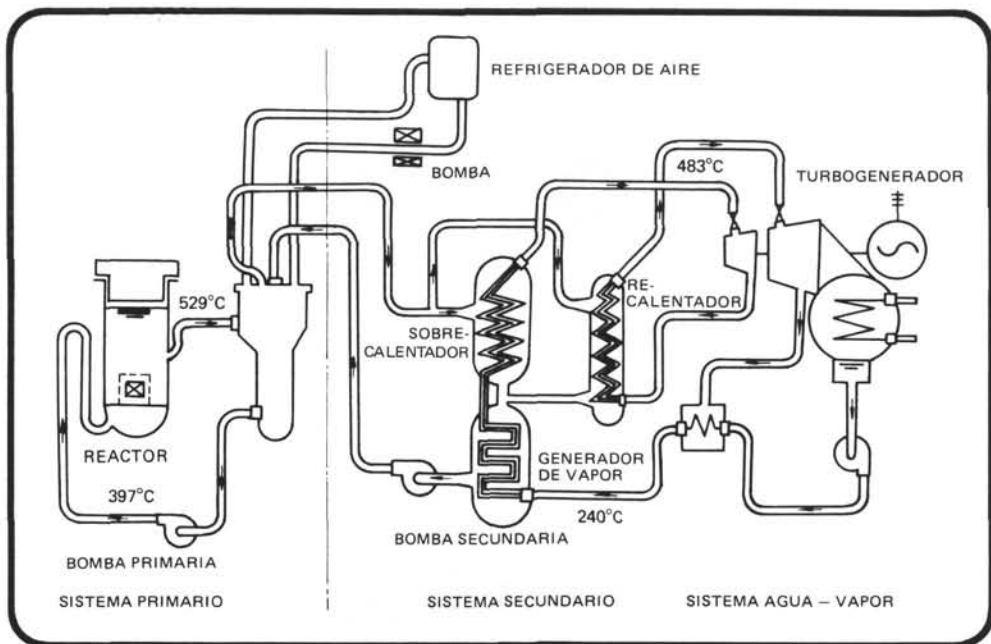


Figura 4. Diagrama esquemático del reactor Monju

reproductores rápidos representan una proporción interesante es favorable y parece indicar que este tipo de reactor posee, en términos generales, características satisfactorias tales como simplicidad, estabilidad en el control, y posibilidad de alcanzar un elevado rendimiento energético y un elevado grado de quemado. Las dificultades con que se ha tropezado en el funcionamiento inicial de BN-350, Phénix y PFR no son consecuencia de problemas fundamentales de este tipo sino de ciertas deficiencias tecnológicas en la fabricación de algunos componentes no nucleares.

El gran volumen de datos tecnológicos recogidos y la experiencia adquirida en el diseño y funcionamiento de prototipos de reproductor rápido refrigerado por sodio indican que podemos pasar a la próxima etapa de desarrollo, a saber, el diseño de centrales con un mínimo de costos de generación de electricidad y características óptimas de reproducción. Tras la fase de los primeros reactores de demostración, todos los países con importantes programas de reactores rápidos proyectan instalar reactores de potencia de demostración a plena escala, para continuar con una serie de grandes centrales de potencia comprendida entre 1000 y 1800 MW(e). En Francia está en construcción actualmente una central de demostración de tamaño natural: Super Phénix. Se encuentran en desarrollo centrales análogas en la Gran Bretaña, la República Federal de Alemania y la Unión Soviética. Como resultado de los rápidos progresos de su programa de reactores rápidos, el Japón proyecta terminar un prototipo de 300 MW(e) a mediados de los años 80 para pasar a continuación a una central de demostración a plena escala.

La necesidad de introducir los reproductores rápidos lo antes posible es más acuciante en el caso de países que importan la mayor parte de su energía. Japón importa el 90% de la energía que consume, y Francia el 77%. Esos países consideran que la introducción de los reproductores rápidos lo antes posible es de capital importancia para su independencia energética.

Cuadro 1: Características básicas del diseño de los reactores rápidos prototipo y de demostración refrigerados por metal líquido

REACTOR	PHENIX (Francia)	SNR-300 (Rep. Fed. de Al.)	MONJU (Japón)	PFR (Reino Unido)	CRBR (Estados Unidos)	BN-350 (Unión Soviética)	BN-600 (Unión Soviética)	SUPER PHENIX-I (Francia)	SNR-2 (Rep. Fed. de Al.)	CDFR-I (Reino Unido)	BN-1600 (Unión Soviética)
Potencia eléctrica, MW(e)	250	312	300	250	350	350 (incl. 200 para desalación)	600	1200	1300	1250	1600
Potencia térmica, MW(t)	568	762	714	612	975	1000	1470	3000	3420	3230	4200
Rendimiento (bruto)	44,0	40,9	42,0	40,9	35,9	35	40,8	40,0	38,0	38,7	38,1
Tipo	PISCINA	CIRCUITO	CIRCUITO	PISCINA	CIRCUITO	CIRCUITO	PISCINA	PISCINA	CIRCUITO	PISCINA	PISCINA
Nº de circuitos primarios de refrigerante	3	3	3	3	3	6	3	4	4	6	4
Nº de circuitos secundarios de refrigerante	3	3	3	3	3	6	3	4	4	8	4
Nº de bombas del circuito primario	3	3	3	3	3	6	3	4	4	6	4
Nº de intercambiadores intermedios de calor	6	9	6	3	3	12	9	8	8	—	—
Temperatura máxima del sodio en el núcleo											
Entrada °C	385	377	397	394	388	300	380	395	390	370	350
Salida °C	552	546	529	550	535	500	550	545	540	540	550
Temperatura del vapor °C	510	495	483	513	462	435	505	487	490	486	--
Presión del vapor MPa	16,8	16,0	12,5	12,8	10,0	4,9	14,2	21	17 2	16 0	14,2
Temperatura máxima del sodio en el intercambiador intermedio de calor: (refrigente secundario)											
Entrada °C	343	328	325	356	344	270	320	345	340	335	310
Salida °C	543	521	505	540	502	450	520	525	510	510	505

Cuadro 1 (continuación)

REACTOR	PHENIX (Francia)	SNR-300 (Rep. Fed. de Al.)	MONJU (Japón)	PFR (Reino Unido)	CRBR (Estados Unidos)	BN-350 (Unión Soviética)	BN-600 (Unión Soviética)	SUPER PHENIX-I (Francia)	SNR-2 (Rep. Fed. de Al.)	CDFR-I (Reino Unido)	BN-1600 (Unión Soviética)
PARAMETRO											
Caudal de sodio: (10 ³ Kg/s)											
Refrigerante primario	2,76	3,5	4,26	3,09	5,2	4,46	6,05	15,7	18,0	15,0	16,67
Refrigerante secundario	2,28	3,27	3,12	2,85	4,86	—	5,3	13,2	16,0	14,08	—
Temperatura del agua de alimentación °C	246	252	240	275	232	158	240	235	250	230	—
Vasija del reactor:											
— Diámetro interior (m)	11,82	6,7	7,0	12,2	6,2	6,0	12,8	21	15,0	23,5	18,3
— Altura interior (m)	12,0	15,0	18,0	15,2	18,2	11,9	12,6	17,3	—	22,5	18,0
Dimensiones del núcleo:											
— Altura (m)	0,85	0,95	0,93	0,91	0,91	1,06	0,75	1,00	0,95	1,00	1,00
— Volúmen (m ³)	1,29	2,36	2,34	1,54	2,53	2,08	2,50	10,12	12,91	6,61	8,81
Nº de conjuntos del núcleo:											
— Conjuntos de elementos combustibles	103	205	198	78	198	226	371	364	492	342	—
— Zona fértil radial	90	96	172	43	150	412	380	233	270	202	—
Longitud del conjunto de elementos combustibles (m)	4,3	3,7	4,2	3,8	4,57	3,2	3,5	5,4	—	4,3	—
Material combustible	Mitad PuO ₂ —UO ₂ Mitad UO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	Primero UO ₂ Después UO ₂ —PuO ₂	Primero UO ₂ ¹ Después UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂	UO ₂ —PuO ₂
Material de la zona fértil	UO ₂ empobrecido →										
Fraciones volúmicas del núcleo											
— Combustible	0,36	0,31	0,34	0,36	—	0,46	0,45	0,34	—	—	—
— Sodio	0,36	0,50	0,40	0,42	—	0,32	0,33	0,34	—	—	—
— Otros componentes	0,28	0,19	0,26	0,22	—	0,22	0,22	0,32	—	—	—
Peso del combustible en el núcleo:											
UO ₂	3,8	4,2	5,2	3,1	—	7,3	8,5	30,6	—	16	—
PuO ₂	0,8	1,65	1,5	0,9	—	—	—	6,31	—	4	—

Cuadro 1 (continuación)

REACTOR PARAMETRO	PHENIX (Francia)	SNR-300 (Rep. Fed. de Al.)	MONJU (Japón)	PFR (Reino Unido)	CRBR (Estados Unidos)	BN 350 (Unión Soviética)	BN-600 (Unión Soviética)	SUPER PHENIX-I (Francia)	SNR-2 (Rep. Fed. de Al.)	CDFR-I (Reino Unido)	BN-1600 (Unión Soviética)
Nº de agujas por conjunto del núcleo	217	166/127	169	325	217	169	127	271	271	325	—
Diámetro exterior de las agujas de combustible (mm)	6,6	6,1/7,6	6,5	5,8	5,8	6,1	6,9	8,50	7,6	5,8	—
Nº de agujas por conjunto de la zona fértil	61	61	61	85	61	37	37	91	127	85	—
Diámetro exterior de las agujas de la zona fértil (mm)	13,4	11,7	11,6	13,5	13,2	14,2	14,2	15,8	11,6	13,5	—
Potencia lineal máxima (kW/m)	45	38/49	35	48	48-52	44	53	45	41,5	—	—
Densidad media de la potencia en el núcleo (kW/l)	406	290	300	380	380	430	550	285	—	—	—
Grado de quemado máximo (GW · d/t)	50 ² 72	87	100	75-100	80-150	41 ² 50	100	100	—	100	83
Razón de reproducción	1,16	1,0	1,2	1,2	1,23	1,0 ³ 1,4	0,9 ³ 1,3	1,18	1,17-1,35	1,25	1,4 ³
Fecha de entrada en servicio:											
— Prevista	1974	1983	1985-8	1976	—	—	1980	1983	—	—	—
— Real	1974			1977							

- Notas: 1. BN-600 será alimentada en principio con UO₂ enriquecido y más adelante con UO₂-PuO₂
 2. Para Phénix y BN-350, la cifra superior fue el grado de quemado previsto y la inferior la realmente alcanzada
 3. Para BN-350 y BN-600, la cifra superior es del combustible de UO₂ y la inferior del de UO₂-PuO₂; para BN-1600 la cifra es del combustible de UO₂-PuO₂.

Referencias

- [1] KAZACHKOVSKIY, O.D. et al., Programa de desarrollo de reactores rápidos en la URSS y su estado actual (Actas de la Conf. int. sobre la energía nucleoelectrónica y su ciclo del combustible, Salzburgo, 1977) 1, Memoria IAEA-CN-36/356, OIEA, Viena (1977)
- [2] COMISION DE ENERGIA ATOMICA DE LOS ESTADOS UNIDOS, Proposed Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactors (LMFBR) Program, WASH-1535, 1 (1974).
- [3] COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, Prototype Fast Reactor Power Station "Phénix", Francia, Folleto (1974).
- [4] POWER REACTOR & NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CORPORATION (PNC), Outline of Prototype Fast Breeder Reactor "Monju", Japón, Folleto (1976).
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Liquid Metal Fast Breeder Reactors (LMFBR) Plant Parameters, Documento técnico, IWGFR/14, IAEA, Viena (1976).
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Actas del Simposio sobre el proyecto y construcción de reactores reproductores rápidos de metal líquido para fines de demostración, y experiencia práctica adquirida (Bolonia, Italia, 10 a 14 de abril de 1978), OIEA, Viena, en preparación.