

Situación internacional de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas

por Juergen Kupitz y John B. Dee

Desde hace más de 25 años vienen ejecutándose programas de desarrollo de reactores de alta temperatura refrigerados por gas (HTGR) en varios Estados Miembros.

Hoy en la República Federal de Alemania, el Reino Unido y los Estados Unidos se ha probado con reactores experimentales y de exhibición la viabilidad técnica y las ventajas de esta concepción de reactores para la generación de electricidad y para aplicaciones relacionadas con el calor industrial, como se muestra en el Cuadro 1. Aunque los HTGR no han sido emplazados comercialmente en gran escala, el incentivo permanente para seguir desarrollándolos ha sido su capacidad de proporcionar, además de electricidad, vapor industrial de alta temperatura y calor para diversas aplicaciones industriales, además de altos márgenes de seguridad.

La concepción de los HTGR ha evolucionado desde los reactores Magnox (con barras combustibles refrigeradas por dióxido de carbono, moderadas con grafito y revestidas de una aleación de uranio natural y magnesio), que se concibieron y construyeron en España, Francia, Italia, el Japón y el Reino Unido. Estos primeros reactores Magnox tenían vasijas de presión de acero que eran mucho más grandes que las usadas en los reactores de agua ligera (LWR). Más tarde, en Francia se crearon y usaron vasijas de reactores de hormigón pretensado (PCRVR) capaces de acomodar

Los Sres. Kupitz y Dee son funcionarios de la División de Energía Nucleoelectrica del OIEA.

todo el sistema primario en una sola vasija monolítica. Las PCRVR fueron adoptadas posteriormente para todos los reactores refrigerados por gas construidos en los Estados Unidos, Francia, el Reino Unido, y la República Federal de Alemania.

Los límites de temperatura que imponían las interacciones entre el combustible y el refrigerante se eliminaron prácticamente al ser reemplazado el dióxido de carbono por el helio como refrigerante y al cambiar al combustible de partículas a capas embebido en una matriz de grafito en forma de cilindros, guijarros (esferas) o bloques sin revestimiento metálico. El objetivo de desarrollar los HTGR de este modo fue proporcionar una fuente de calor nuclear capaz de ofrecer temperaturas comparables a las usadas en las plantas generadoras de electricidad alimentadas por combustibles fósiles.

En consecuencia, se produce vapor sobrecalentado de alta presión, que permite el uso de turbinas generadoras compactas de alta velocidad, típicas de las plantas convencionales de energía. Esta capacidad de los HTGR para las altas temperaturas permite también generar calor de alta temperatura para una serie de propósitos industriales.

Las características del ciclo del combustible para este sistema de reactor son también excepcionales, puesto que el reactor opera habitualmente con quemados altos de más de 100 000 megavatios-días por

Cuadro 1. Principales datos del diseño de los HTGR

	Dragon (RU)	Peach Bottom (EE.UU.)	AVR (RFA)	FSV (EE.UU.)	THTR (RFA)
Comienzo/fin de generación de potencia	1966/1975	1967/1974	1968	1976	1985
Potencia MWt/MWe	20/—	115/40	46/15	837/330	750/300
Barra combustible	Cilindros	Cilindros	Esferas (Lecho de guijarros)	Bloques hexagonales	Esferas (Lecho de guijarros)
Temperatura de la salida del helio (°C)	750	750	950	785	750
Presión del helio (bar)	20	25	11	48	40
Composición del combustible	Torio, carburos de uranio	Torio, carburos de uranio	Torio, óxidos de uranio	Torio, carburos de uranio	Torio, óxidos de uranio
Vasija del reactor	Acero	Acero	Acero	PCRVR	PCRVR

tonelada de metal pesado. Por tanto, se pueden obtener bajos costos de ciclo del combustible con ciclos del tipo de una sola utilización del combustible y en el futuro podrá obtenerse un rendimiento excepcional en función de la reducción en la demanda de recursos de combustible nuclear mediante la utilización de combustible reciclado con base de torio.

Principales rasgos de diseño: seguridad inherente

Los siguientes rasgos de diseño caracterizan de manera típica a los HTGR: una vasija de presión del reactor de hormigón pretensado (PCRVR), moderador y reflector de grafito, refrigerante de helio, combustible en partículas a capas y baja densidad de potencia.

Todo el sistema primario del refrigerante de los HTGR está contenido en una PCRVR: una vasija de presión con múltiples cavidades, hecha de hormigón armado forrado con acero que es pretensada por un sistema de tendones longitudinales y por una envoltura de cables en forma de circunferencia. El que estos tendones sean independientes y dobles es una importante ventaja de seguridad de la PCRVR. El hormigón también funciona como blindaje del reactor. Las PCRVR están diseñadas para contener al refrigerante a alta presión en tamaños mucho más grandes de los factibles con vasijas de acero a la misma presión.

La estructura del núcleo y el reflector está compuesta de grafito, un material que tiene una gran capacidad calorífica, que se sublima a unos 3600°C y mantiene una adecuada fortaleza estructural hasta por encima de los 2500°C. Esto proporciona amplios márgenes de seguridad entre las temperaturas de operación normales y los límites de deterioro.

El helio del refrigerante primario es un gas no condensable, químicamente inerte, que no contribuye a la reacción nuclear en cadena ni la afecta. El helio a presión tiene un contenido bajo de energía almacenada y permanece en la fase gaseosa bajo todas las condiciones concebibles de explotación.

El combustible de los HTGR está compuesto por pequeñas partículas esféricas de óxidos o carburos de uranio y de torio con diámetros aproximados de 0,2 a 0,6 milímetros. Cada partícula está encasillada en una capa externa de carbón pirolítico y en varias capas internas de material cerámico para la retención de los productos de fisión con estabilidad a las altas temperaturas. Estas partículas a capas están dispersas de manera homogénea en una matriz de grafito que posteriormente se comprime y sintetiza en forma de esferas para utilizarlas en elementos combustibles esféricos o en la forma de barras que se insertan en los canales del combustible de un bloque de grafito con múltiples orificios.

Estas partículas permanecen intactas y retienen prácticamente todos los productos de fisión a temperaturas hasta de unos 2000°C. No se derriten a un umbral de temperatura dado, sino que van fallando gradualmente y de forma estadística en condiciones de accidente, de manera que no puede ocurrir un escape repentino de productos de fisión.

La densidad de potencia de los HTGR es de cerca de un orden de magnitud menor que la de los LWR y contribuye importantemente a la elevada seguridad

inherente a este tipo de reactor. Además de la alta capacidad calorífica del grafito del núcleo y el reflector (un HTGR de 2240 MWe contiene más de 1,3 millones de kilogramos de grafito), se asegura que los procesos transientes de temperatura en el reactor como respuesta a perturbaciones se produzcan muy gradualmente. La lenta respuesta térmica permite un reactor benévolo, puesto que el comportamiento del sistema es más predecible y se dispone de más tiempo para evitar que los sucesos transitorios progresen hasta convertirse en accidentes de gran envergadura. Se dispone de tiempo para ajustar el sistema o para adoptar otras medidas de corrección.

El amplio rango de aplicaciones de los HTGR

Atendiendo a la experiencia de explotación y a las importantes posibilidades de la tecnología de los HTGR, los programas de desarrollo en los Estados Unidos, el Japón, la República Federal de Alemania y la Unión Soviética persiguen ahora la introducción comercial del sistema para la generación (co-generación) de electricidad y de vapor industrial o realizan trabajos preparatorios para las aplicaciones del calor industrial. Se han emprendido trabajos de diseño de reactores, una amplia labor de investigación y desarrollo, trabajo de estudios y desarrollo de procesos, investigaciones de emplazamiento y estudios de evaluación económica cuyo énfasis en cada uno de los cuatro países se centra en un tema distinto. Los principales objetivos de aplicación son:

- Generación de electricidad por sistemas de ciclo de vapor de HTGR y por HTGR con una turbina de gas integrada en ciclo directo.
- Vapor industrial (con co-generación de electricidad) para procesos de producción de química orgánica y petroquímica, extracción y procesamiento de petróleo crudo y producción de gas natural de sustitución (GNS) por el proceso Lurgi/Exxon de gasificación del carbón.
- Aplicaciones de calor industrial.
- Producción de gas sintético para la producción de GNS por hidrogasificación del carbón, producción de amoníaco, reducción del mineral de hierro y síntesis de metanol.
- Producción de GNS por gasificación a vapor del carbón.
- Destilación fraccionada de residuales del petróleo pesado.
- Transporte de energía a largas distancias por gases.
- Producción de hidrógeno por separación termoquímica del agua y por electrolisis del agua a alta temperatura.

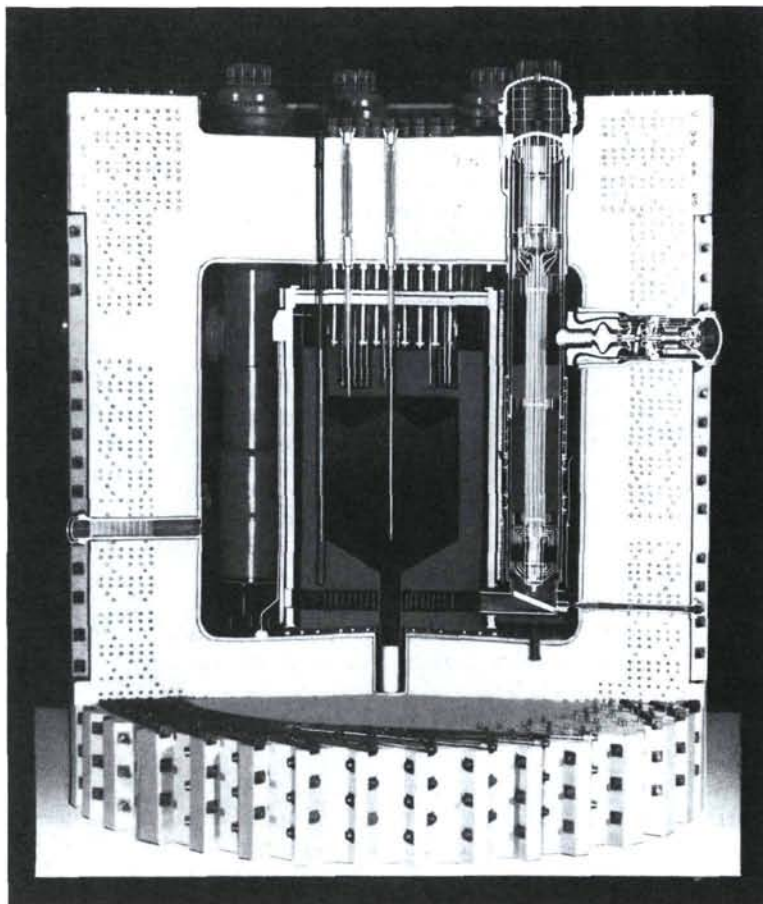
Plantas en explotación o en construcción

Todos los HTGR que se encuentran hoy en explotación o en construcción son centrales generadoras de electricidad. Estas son:

Reactor AVR. El programa de HTGR en la República Federal de Alemania comenzó con la construcción de un pequeño prototipo de lecho de guijarros, el Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR). La construcción de la central en la localidad de Jülich comenzó en 1960 y su explotación data de 1967. El núcleo del reactor está compuesto por 94 000 elementos combustibles esféricos, cada uno de 60 milímetros de diámetro. La carga y descarga del combustible se realiza de manera



Diagrama transversal de la vasija de hormigón pretensado del reactor de torio de alta temperatura THTR-300 de la central nuclear prototipo que acoge el sistema completo del circuito primario. El grosor de las paredes cilíndricas es de 4,5 metros aproximadamente; el de las placas superior e inferior de un poco más de 5 metros. El combustible está albergado en el núcleo de lecho de guijarros del reactor (centro del diagrama) en el cual los técnicos realizaron pruebas (arriba) después de insertar las barras absorbentes tras la primera criticidad. (Fotos cortesía de Hochttemperatur-Reaktorbau GmbH.)



continúa durante la explotación del reactor. Los elementos combustibles de referencia contienen un gramo de uranio-235 (enriquecido al 93%) y 5 gramos de torio-232 en forma de partículas con capas de pirocarbón. La densidad de potencia es de 2,6 MW por metro cúbico.

A pesar de la interrupción de las operaciones para la ejecución de diversos programas de prueba, la disponibilidad promedio de la central en los primeros once años de explotación fue del 77%. La mejor disponibilidad anual de explotación fue del 92% en 1976. Los elementos combustibles han tenido un quemado superior a los 190 000 MW-días por tonelada.

La potencialidad de los HTGR para las altas temperaturas se demostró satisfactoriamente en el AVR elevando la temperatura de salida del helio de su valor original de 750°C a 850°C en 1972 y 950°C en 1974. Durante toda la explotación de la planta, ha sido muy baja la exposición del personal de explotación y mantenimiento a las radiaciones.

Para la utilización ulterior del AVR, la Kernforschungsanlage (KFA) de Jülich propuso en 1983 una modificación de la central para la exhibición del sistema de calor industrial de alta temperatura, principalmente en relación con la conversión del carbón a productos químicos de alto grado para su empleo como combustibles, como otros portadores químicos o como sustancias alimentadoras de naturaleza química. Tales procesos ofrecen diversos beneficios, entre ellos mejoras en la protección ambiental con una utilización más eficaz de los recursos carboníferos.

El THTR-300. A fines del decenio de 1960 y basado en la experiencia del AVR se diseñó una central

energética de demostración: el THTR-300, de 300 MWe y del tipo de lecho de guijarros. Su construcción comenzó en 1972 cerca de Hamm en la República Federal de Alemania. Originalmente se esperaba terminarla en 1977-1978, pero los cambios que se introdujeron en los requisitos para la concesión de licencias fueron causa de prolongadas demoras. Cuando se había alcanzado una etapa avanzada de construcción hubo que tomar en cuenta otros posibles problemas, tales como impactos de proyectiles de objetos exteriores, vibraciones sísmicas verticales y quebrantamiento espontáneo de tuberías y tanques. En estos momentos el sistema del reactor está casi terminado.

El 13 de septiembre de 1983 alcanzó la criticidad inicial con la carga de 198 180 elementos combustibles esféricos. Después de pruebas de potencia durante la primera mitad de 1985, el reactor deberá ser entregado a la compañía de electricidad en octubre de 1985.

Fort St. Vrain (FSV). En los Estados Unidos, durante la construcción y puesta en marcha del HTGR de Peach Bottom, se procedió a diseñar y desarrollar HTGR mayores, que resultaron en una estación nucleogeneradora HTGR de 330 MWe en Fort St. Vrain.

La construcción se inició en septiembre de 1968 y la generación de potencia comenzó a fines de 1976. Sin embargo, la potencia de la planta quedó limitada al 70% a causa de fluctuaciones de la temperatura de salida del gas en la región del núcleo que posteriormente se atribuyeron a pequeños movimientos de algunas columnas de los bloques del combustible. Más tarde se instalaron restricciones mecánicas en el reflector superior y las fluctuaciones cesaron. La Comisión de Regulación Nuclear de los EE.UU. dio entonces permiso para

probar el reactor a niveles mayores de potencia y se alcanzó el 100% de potencia en noviembre de 1981.

Son significativos el excelente rendimiento del combustible y la baja exposición del personal de la central a las radiaciones durante la etapa de recarga del combustible en 1979. Las tasas de dosis radiactivas en los componentes del sistema primario continúan siendo lo suficientemente bajas como para permitir un contacto directo apreciable durante los mantenimientos. Estas bajas tasas de dosis son claramente atribuibles a la impermeabilidad de las partículas de combustible revestidas de cerámica, al refrigerante de helio, radio-lógicamente inerte, y a la estructura de la PCRV.

La planta de Fort St. Vrain ha demostrado asimismo un alto rendimiento y una gran capacidad para las altas temperaturas y ha obtenido hasta ahora temperaturas de vapor de 400°C y temperaturas del primer lazo de 785°C durante su operación. El reactor ha logrado una eficiencia térmica del 38,5% a potencia completa y hasta la fecha ha generado 4,3 teravatios-horas de electricidad.

Programas de desarrollo en los Estados Miembros

Japón. El programa japonés comenzó a principios del último decenio con el diseño, la investigación y el desarrollo preliminares de un reactor experimental a muy alta temperatura (VHTR) realizados por el Instituto Japonés en Investigación de Energía Atómica (JAERI)*. El VHTR será una central de 50 MW térmicos, equipada con una vasija de presión de acero con combustible en partículas con revestimiento de uranio de bajo enriquecimiento en bloques de grafito, dos circuitos primarios de refrigeración con intercambiadores de calor y componentes extractores del calor intermedios como un primer paso. La temperatura de salida del refrigerante será de 950°C.

Se espera que la construcción comience alrededor de 1990. El programa de HTGR japonés se ha ampliado recientemente como resultado de una revisión que pretende trascender la fabricación directa de acero y tomar en cuenta además: 1) la producción (co-generación) de electricidad y vapor industrial; 2) el gas sintético como producto químico basado en el residual del petróleo; 3) la gasificación del carbón o su licuefacción y 4) la producción de hidrógeno por separación termoquímica del agua.

La Unión Soviética. En la URSS se lanzó un amplio programa de HTGR con vistas al desarrollo de los HTGR y su introducción en el mercado del calor.

El diseño de referencia es un reactor de lecho de guijarros con un ciclo de combustible de bajo enriquecimiento. Todos los componentes importantes del reactor están siendo sometidos a extensos estudios teóricos y experimentales. Se utilizan grandes instalaciones de prueba para estudios de dinámica de gases, intercambio de calor, características de la física neutrónica, calificación de los materiales, interacción entre las barras y el núcleo y ensayo del combustible. Se ha realizado satisfactoriamente el proceso de elaboración del combustible y se han llevado a cabo las pruebas de irradiación.

Basado en estos estudios se completó el diseño de una planta prototipo. Este reactor, el VGR-50 de 50 MWe, está diseñado para generar electricidad y para servir como instalación de 300 a 400 kilovatios para irradiación con rayos gamma de procesos químicos por medio de un flujo continuo de elementos combustibles desde el núcleo hasta la instalación de irradiación y de nuevo hacia el núcleo. Entre las otras características de la central están una presión de 40 bars del refrigerante de helio con una temperatura de salida de 800°C. El circuito primario tiene cuatro lazos intercambiadores de calor y se encuentra contenido en una vasija de acero.

Se espera que la decisión de comenzar la construcción se tome a raíz de concluido el trabajo de diseño y de investigación y desarrollo. Ya están en curso los preparativos para la producción de componentes.

De manera simultánea, se han producido avances significativos en el trabajo de diseño para una planta de demostración llamada VG-400, como fuente de calor industrial y para generar electricidad. Este es un reactor de lecho de guijarros de 1000 MW térmicos con una PCRV de caldera en cápsula, esquema de combustible de una sola utilización, temperatura de salida del gas de 950°C, cuatro lazos intercambiadores de calor y ventiladores eléctricos. El reactor estará equipado con intercambiadores de calor helio/helio y con reformadores del vapor en los circuitos secundarios para la producción de amoníaco por conversión catalítica a vapor del metano.

República Federal de Alemania. En la República Federal de Alemania hay varias centrales con posibilidades de ser escogidas para complementar el THTR-300, incluidos el HTR-500 (500 MWe) y el Sistema de Reactor Modular de aproximadamente 200 MW térmicos por módulo.

Se están adoptando en su mayoría los elementos estructurales o conceptos componentes del THTR-300 al HTR-500 y se han estandarizado algunos elementos básicos del circuito primario. Entre ellos están los componentes de la PCRV, los generadores de vapor, los circuladores, los mecanismos de control y de detención, los bloques de cerámica de la estructura del núcleo y las barras combustibles. En el Cuadro anexo figura un resumen de los datos de diseño.

Cuadro 2. Principales datos de diseño del HTR-500

Potencia MWe/MWt	1250/500
Presión del helio (bars)	50
Temperatura de salida del helio (°C)	700
Presión del vapor (bars)	180
Temperatura (°C)	525

A pesar de su nivel de potencia inferior al del típico de 1230 MWe de agua a presión del diseño actual, el uso consecuente de las características concretas de seguridad del HTR, así como la optimización del diseño de los componentes y circuitos, hacen que los costos de instalación del HTR-500 sean sólo ligeramente más elevados y los costos de generación de electricidad casi iguales, al tiempo que los costos de capital son sustancialmente menores.

Cuando se aplica el HTR-500 para la generación de electricidad y vapor industrial, también puede propor-

* JAERI - Japan Atomic Energy Research Institute.

Uno de los 1482 bloques de combustible de grafito al bajar al núcleo de la central nuclear de 330 MWe de Fort St. Vrain en Colorado, EE.UU.; el primer reactor de tamaño comercial que emplea el sistema avanzado de HTGR. Desde que comenzó la generación de potencia a finales de 1976, la central ha generado más de 4 teravatios-hora de electricidad. (Fotografía cortesía de GA Technologies, Inc.)



cionar vapor de alta presión y de alta temperatura. Además, el HTR-500 tiene evidentes ventajas de costo comparado con las centrales energéticas alimentadas con carbón.

La base del concepto del HTR a módulos es la combinación de unidades pequeñas de centrales estandarizadas de 200 MW térmicos, los llamados módulos hechos en fábricas, para formar centrales de un amplio rango de parámetros térmicos hasta 1600 MW para la producción de electricidad, cogeneración de vapor y electricidad, o para aplicaciones de calor industrial.

Las características de diseño del Sistema de Reactor a Módulos HTR se basan en tecnologías bien establecidas, en la experiencia operacional de los reactores de agua ligera y del AVR (con atención especial a una tecnología sencilla desde el punto de vista de la seguridad), con alta disponibilidad y amplia flexibilidad para su aplicación. El módulo HTR consta de los siguientes elementos del sistema:

El núcleo del reactor tipo lecho de guijarros produce un rendimiento térmico de cerca de 200 MW. En dependencia de su aplicación, la temperatura del helio es de 700°C para la generación de electricidad o de 950°C para la producción de calor industrial a una presión de 40 a 50 bars y a una densidad de potencia promedio de 3 MW por metro cúbico.

Los circuitos del reactor y de helio están contenidos en una vasija y el generador de vapor en otra, conectadas por un único conducto coaxial de gas. La disposición del reactor y de los componentes para la transferencia térmica en vasijas de acero separadas facilita la accesibilidad para la inspección, la reparación y el desmontaje.

El tamaño limitado del HTR a módulos, su baja densidad de potencia y el delgado diseño del núcleo (3 metros de diámetro y 9,6 metros de altura) brindan un grado extraordinario de seguridad pasiva. Incluso en respuesta a cambios rápidos del equilibrio de calor del circuito primario, los sucesos transitorios de temperatura del HTR son extremadamente lentos, debido a la gran capacidad calorífica del núcleo y de otras estructuras de grafito. De esta forma, aún en caso de accidentes hipotéticos extremos queda suficiente tiempo para que reaccionen las salvaguardias incorporadas, o para tomar medidas de emergencia con el fin de evitar o limitar cualquier daño potencial a los componentes del reactor.

Una esfera de aplicación muy importante del HTR a módulos es el suministro de vapor industrial para complejos fabriles medianos o grandes. El HTR es el único tipo de sistema de reactor nuclear que puede generar todas las condiciones de vapor que suelen requerir los procesos industriales.

La posibilidad de combinar la generación de vapor industrial y energía eléctrica contribuye a disminuir la dependencia de la red externa. Además de una flexible potencia nominal, la esperada alta disponibilidad y las ventajas ambientales del HTR a módulos, los generadores de vapor nuclear pronto podrán aplicarse a funciones antes reservadas a los generadores de vapor alimentados con combustibles fósiles.

La concepción del reactor pequeño HTR-100 se basa también en una adaptación del concepto del diseño de la central energética experimental del AVR de 15 MWe.

El HTR-100 está también diseñado como una fuente única de calor para la generación de electricidad, la cogeneración de vapor y electricidad y las aplicaciones de calor industrial. Se caracteriza por la disposición integrada de todos los componentes de los sistemas primarios en una sola vasija a presión, de acero, por el flujo ascendente del helio a través del núcleo hacia el intercambiador de calor situado encima de éste, así como por el control y el apagado del núcleo mediante barras del reflector y pequeñas esferas absorbentes en los canales de los sostenes del reflector.

Para la producción o cogeneración de electricidad, la potencia térmica de 256 MW se transfiere por el helio a 70 bars y 700°C al circuito secundario mediante tres lazos de circuladores y generadores de vapor que producen vapor sobresaturado a 190 bars y 530°C. Estos lazos triplemente redundantes también garantizan la remoción del calor con un alto nivel de seguridad. Como medida de reserva, la remoción del calor residual puede también realizarse mediante la radiación y la conducción del calor desde la vasija del reactor hasta su sistema de enfriamiento, situado dentro del dispositivo de contención de seguridad.

Estados Unidos. En los EE.UU. se ha elaborado un importante programa de actividades y de ensayos en apoyo al proyecto HTGR más avanzado, que incluirá la demostración de sistemas y componentes HTGR de dimensión plenamente comercial, incluidas las características que incorporen la experiencia de explotación de la central de Fort St. Vrain y los últimos adelantos tecnológicos. Entre otros objetivos están la elaboración de criterios para la concesión de licencias para sistemas subsiguientes HTGR comerciales y la definición de las características operacionales de la central de cogeneración.

El programa de los EE.UU. también incluye el diseño conceptual de sistemas de reactor tipo avanzado para aplicaciones de calor industrial de alta temperatura y la investigación del tratamiento de desechos y el almacenamiento de combustible irradiado para cerrar a corto plazo el ciclo de combustible del HTGR, el desarrollo sostenido de la tecnología para el reprocesamiento ulterior de las barras combustibles de uranio/torio del HTGR y la investigación de los méritos técnicos y económicos de los reactores modulares pequeños para aplicaciones especiales.

En la última conferencia sobre HTGR celebrada en San Diego, EE.UU., en agosto de 1984, se informó que el programa de HTGR de los EE.UU. está atravesando en la actualidad una fase de reorientación. Gran parte del programa continuará como un programa de

tecnología básica. Se tomará como referencia básica la central avanzada de 2240 MW térmicos tal y como ha sido diseñada hasta 1984.

El programa de HTGR de los EE.UU. centra ahora su atención en centrales de 1000 a 1300 MW térmicos aproximadamente, que representan el rango de potencia más probable para las próximas solicitudes de las compañías eléctricas. El programa está estructurado para evaluar las concepciones de centrales integrales y de propósitos múltiples con énfasis en una mayor seguridad y protección ambiental. El objetivo del programa es seleccionar un concepto integrado y uno multimodular para finales del año fiscal 1984.

Amplias ventajas

El HTGR es un sistema de reactor de segunda generación que posee muchas características prometedoras cuyas ventajas se han confirmado.

El sistema es capaz de proporcionar vapor para la generación de electricidad, vapor industrial de alta calidad y calor industrial de alta temperatura. A principios del decenio de 1970 la tecnología ya era capaz de generar electricidad.

Aunque el sistema siempre ha tenido que competir con las tecnologías establecidas de los LWR, su comercialización comenzó en los EE.UU. y Europa en un momento de rápida expansión de la energía nuclear a principios de los años setenta. Sin embargo, durante el estancamiento mundial de la energía nuclear en la segunda mitad del decenio, no hubo condiciones para la introducción comercial de un nuevo sistema sobre el que pesaba el costo adicional propio de una tecnología de estreno.

Al propio tiempo, debido a la presión que producían el aumento continuo de los precios del petróleo y del gas y la creciente incertidumbre respecto de la disponibilidad a largo plazo del combustible fósil en muchos países, se comprendió que el HTGR es un instrumento único para ahorrar o reemplazar energía fósil en el mercado del calor. Ese mercado ahora consume una abrumadora proporción de petróleo y gas que no es accesible para otras tecnologías nucleares.

El HTGR puede desempeñar una importante función en el mercado de la energía. El carbón, en tanto sea quemado, el petróleo en los esquistos y en arenas, los depósitos de petróleo pesado y los residuos de petróleo requieren mayormente procesos de conversión de alta temperatura para proporcionar portadores de energía limpios, aceptables para el medio ambiente, fáciles de usar y, aun así, económicos. Sin embargo, los procesos convencionales requieren quemar casi tanto combustible adicional como el que se convierte. En consecuencia, la conversión nuclear podría reducir casi a la mitad el consumo de carbón para una demanda dada.

Además, el HTGR puede proporcionar el calor industrial necesario de una manera limpia, segura, económica y con ahorro de combustible, sin afectar el medio ambiente.

Para más detalles sobre los programas HTGR en los Estados Miembros del OIEA, véase: *Status of and Prospects for Gas-Cooled Reactors*, Colección de Informes Técnicos No.235 (1984) del OIEA.