

Situación del desarrollo y diseño de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas

En los Estados Unidos y otros países se prevé obtener importantes beneficios de los sistemas modulares de menor tamaño

por L.D. Mears y A.J. Goodjohn

Los reactores refrigerados por gas tienen una larga y rica historia que se remonta a los primeros días del desarrollo de la energía nuclear. Al principio se hizo hincapié fundamentalmente en el desarrollo de sistemas de baja temperatura que usaban moderador de grafito, combustible revestido de metal y refrigerante de dióxido de carbono. La introducción de dichos sistemas en el mercado comenzó a mediados del decenio de 1950, principalmente en el Reino Unido y Francia con las centrales Magnox alimentadas con uranio natural, a las que siguieron las centrales de reactores avanzados refrigerados por gas (AGR) y alimentados con uranio poco enriquecido, de mayor temperatura, que se instalaron únicamente en el Reino Unido a partir de los años setenta. Esos dos programas iniciales llegaron a su fin con la clausura de algunas de las primeras centrales Magnox y la reciente terminación y puesta en marcha de las últimas centrales AGR en Heysham-2 y Torness. Gracias a la experiencia adquirida en más de 1000 años-reactor de explotación se cuenta con una base de datos sumamente valiosa para los programas actuales de desarrollo y diseño de reactores de mayor temperatura.

Desde los primeros momentos se reconoció que el enfriamiento por gas reportaría más beneficios (en particular, en esa época, la posibilidad de generar nuevas condiciones de vapor a base de combustibles fósiles, lo que permitiría una producción de electricidad mucho más eficaz) si se lograban temperaturas del gas más elevadas. Fue ese objetivo, unido a la previsión de que esas temperaturas más elevadas del gas podían coadyuvar también a seguir ampliando las aplicaciones de la energía nuclear, entre ellas el suministro de calor industrial, los que propiciaron el desarrollo del reactor de alta temperatura refrigerado por gas (HTGR) con su característico núcleo con moderador de grafito y combustible cerámico, y el empleo de helio inerte como refrigerante.

El trabajo de desarrollo de los HTGR comenzó a mediados del decenio de 1950 en los Estados Unidos y la República Federal de Alemania. Como resultado de los acuerdos cooperativos efectivos suscritos entre los gobiernos y las entidades industriales de ambos países, sus programas respectivos han seguido vías de desarrollo análogas. Básicamente, lo único que los diferencia es la forma de los elementos combustibles. En el presente, todos los conceptos HTGR utilizan el combustible en forma de pequeños núcleos esféricos revestidos con múltiples capas sucesivas de los materiales refractarios pirocarbono y carburo de silicio. En la República Federal de

Alemania, los diseños de los elementos combustibles incorporan estas partículas de combustible revestidas en bolas esféricas de elementos combustibles (de 6 cm de diámetro) y se emplea un sistema de carga de combustible continuo. En los diseños de los Estados Unidos se emplea el mismo tipo de partículas de combustible revestidas, que se incorporan en barras de combustible utilizando un aglutinante de grafito, y las barras se introducen en agujeros ciegos abiertos en bloques hexagonales de elementos combustibles grafitados que miden 36 cm por cada uno de sus lados y unos 79 cm de longitud. En estos diseños se emplea la recarga de combustible en desconexión.

Como se describirá en el presente artículo, es la capacidad única de este combustible en forma de partículas revestidas lo que ha hecho posible desarrollar las actuales versiones modulares de los HTGR, el módulo HTR de la República Federal de Alemania y los HTGR o MHTGR modulares de los Estados Unidos.

Desarrollo del diseño del HGTR

Entre las primeras centrales HTGR que se construyeron y explotaron, figuran la Dragon, reactor de investigación de 20 MWt del Reino Unido; la unidad Peach Bottom-1, central experimental de 40 MWe de los Estados Unidos, y la AVR, central experimental de 15 MWe de la República Federal de Alemania. Estas tres instalaciones empezaron a funcionar a mediados de los años sesenta, y todas tienen un historial de explotación muy satisfactorio. Las centrales Dragon y Peach Bottom fueron clausuradas luego de alcanzar los objetivos programados. Al final de 1988 se produjo la parada de la central AVR, que dejó de generar electricidad tras haberse utilizado durante más de 20 años como un valioso banco de pruebas para experimentos con combustibles y en relación con la seguridad que eran de interés para el concepto MHTGR.

A las centrales antedichas siguieron la de Fort St. Vrain de 330 MWe en los Estados Unidos, y la THTR-300 de 300 MWe de la República Federal de Alemania, que fueron puestas en servicio en 1979 y 1987 respectivamente. La experiencia extraída de Fort St. Vrain ha sido variada: un excelente rendimiento del combustible y una exposición del personal a las radiaciones casi insignificante, en contraste con una deficiente disponibilidad que se debe fundamentalmente al singular diseño de los circuladores del helio y a su sistema de cojinetes lubricados con agua. Como resultado de este problema de la fiabilidad y los elevados costos de explotación y del combustible propios de una central única en su clase, se prevé su clausura para junio de 1990. En general, la experiencia adquirida en la central THTR-300 ha sido satisfactoria. Sin embargo, se han presentado problemas técnicos con los

Los señores Mears y Goodjohn son, respectivamente, Director General y Consultor de Personal de Gas-Cooled Reactor Associates (GCRA), organización estadounidense patrocinada por empresas de servicios públicos.

sistemas de manipulación del combustible, las placas de cubierta de los conductos calientes y las espigas de grafito del fondo. También en este caso, los altos costos de la producción energética, así como la falta de garantía en cuanto al suministro de combustible y la falta de apoyo financiero gubernamental, han traído por resultado que se prevea el cierre de la central, probablemente para 1991.

Después de Fort St. Vrain, en los Estados Unidos se encargaron 10 HTGR industriales de gran tamaño (5 contratos de centrales gemelas). Sin embargo, dichas centrales se terminaron a mediados de los años setenta debido a la recesión económica que siguió al embargo del petróleo árabe. En la República Federal de Alemania no se han recibido solicitudes industriales, pese a que el desarrollo del diseño del HTR-500, central de 550 MWe, ha seguido su curso.

Dado que en los Estados Unidos se produjo un lapso durante el cual no se hicieron nuevas solicitudes de centrales nucleares, y que se prolongó hasta principios del decenio de 1980, después del accidente de Three Mile Island (TMI), se convino en que era necesario adoptar un nuevo enfoque para resolver los problemas técnicos e institucionales subyacentes relacionados con la energía nucleoelectrónica. Ello suscitó un mayor interés en los reactores con características de seguridad mejorada que sirvieran de base para aumentar la confianza pública y disminuir los riesgos relativos a la concesión de licencias. En respuesta a esos intereses, gradualmente se fueron creando las bases para el desarrollo de centrales nucleares avanzadas. Esas bases abarcaban diversos factores, pero evidentemente, desde el punto de vista de la dirección que seguiría el futuro desarrollo del diseño, los más importantes eran los que guardaban relación con el tamaño y la seguridad.

En cuanto al tamaño de las centrales energéticas, la reducción de las tasas de crecimiento de las cargas eléctricas había sido una de las principales consecuencias de los hechos acaecidos a mediados de los años setenta en relación con el embargo petrolero, el descenso de las actividades comerciales y la ética del ahorro. Además, los riesgos asociados a las inversiones en gran escala, los calendarios prolongados y la creciente complejidad de la reglamentación que caracterizan a los sistemas de gran tamaño se habían complicado en extremo. Por tanto, la mayoría de los planificadores de las empresas de servicios públicos estimaron que las centrales de gran tamaño con un sólo reactor ya no era la solución más aconsejable. Cobraba fuerza el criterio de que, para hacer frente al período de incertidumbre que se avecinaba, era indispensable contar con centrales que admitieran pequeños incrementos de la capacidad y pudieran construirse en plazos más cortos con menos asignaciones de capital. Además, las centrales nucleares más pequeñas y simples eran a todas luces más convenientes para las necesidades de los países en desarrollo.

En materia de seguridad, la preocupación del público había aumentado después del accidente de TMI. Se imponían nuevos requisitos de seguridad a los reactores existentes y futuros, y la planificación del uso de refugios y de la evacuación de la población cercana en caso de emergencia se habían convertido en una cuestión de trascendental importancia. Asimismo, el accidente de TMI trajo por resultado que las empresas de servicios públicos perdieran una parte importante de sus inversiones, aun cuando la repercusión real sobre la salud y la seguridad públicas había sido insignificante. Teniendo en cuenta esas preocupaciones, se estimó que el mejoramiento de la seguridad y la protección de las inversiones con mayor atención a las características de seguridad pasiva era conveniente para aumentar la aceptación pública y de los inversionistas y disminuir los riesgos asociados a la concesión de licencias. Similarmente, la posibilidad de que una central de esa índole fuera menos sensible a los errores de los operadores o a los defectos de funcionamiento del equipo se consideró también sumamente conveniente.

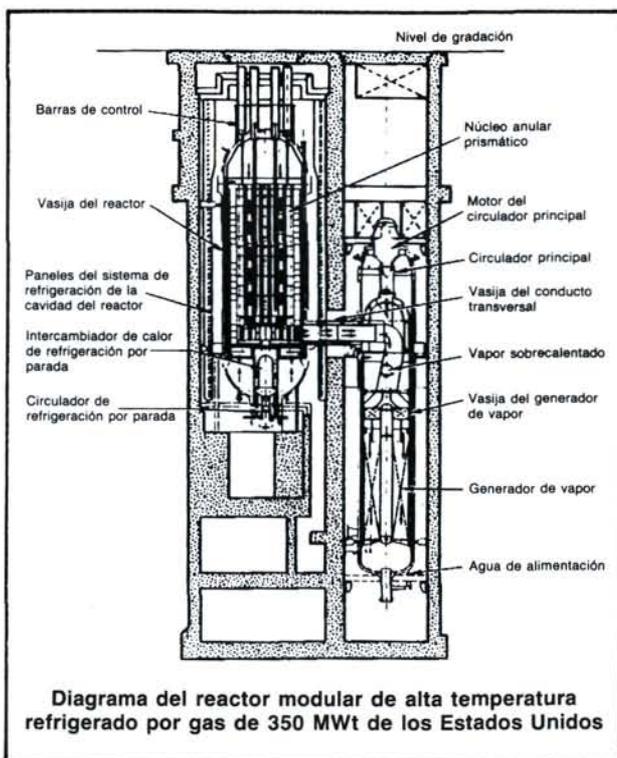


Diagrama del reactor modular de alta temperatura refrigerado por gas de 350 MWt de los Estados Unidos

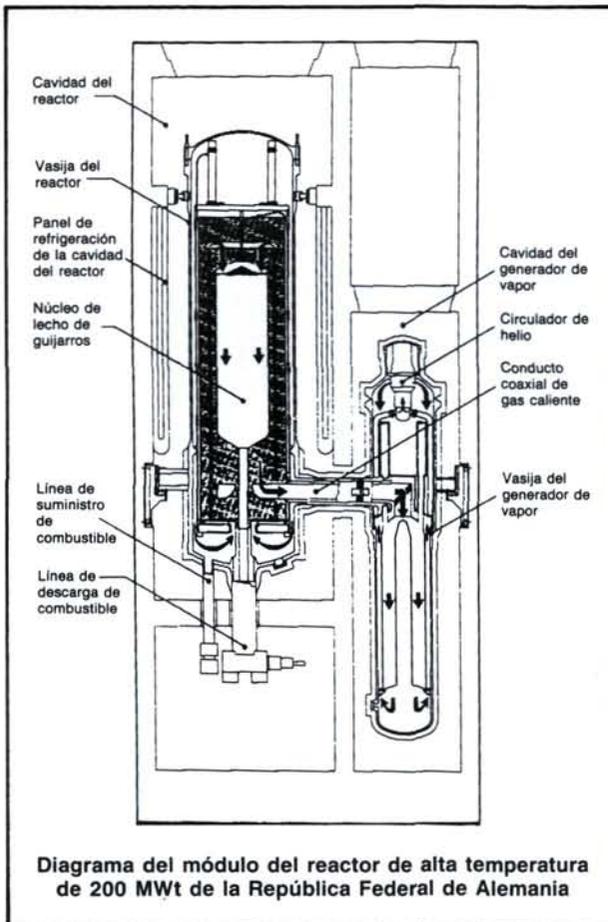
En el marco del programa de los Estados Unidos, se efectuó una rigurosa evaluación que condujo a la selección del MHTGR como concepto de referencia para el actual programa de desarrollo del diseño industrial del Departamento de Energía (DOE). Factores análogos intervinieron en la orientación del programa de la República Federal de Alemania hacia la consideración de los HTGR de menor tamaño y el desarrollo del módulo HTR. (Véanse las figuras adjuntas.) El presente artículo se concentrará en el concepto MHTGR de los Estados Unidos como muestra representativa de las características básicas de estos reactores modulares refrigerados por gas de menor tamaño.

Concepto del diseño de los MHTGR

El meollo del concepto MHTGR es el combustible en partículas revestidas. Cada una de las partículas de combustible, así como los productos de fisión generados durante las operaciones a potencia, están contenidos en núcleos esféricos de combustible de oxcarburo de uranio, que tienen un diámetro aproximado de 0,5 milímetros y están revestidos con múltiples capas de los materiales refractarios carbón pirolítico y carburo de silicio, por lo que actúan como una diminuta vasija de contención de pared gruesa. Las características de seguridad del MHTGR se deben a las propiedades inherentes del combustible en partículas revestidas para resistir temperaturas elevadas sin fallos significativos, y a la capacidad del concepto del diseño para limitar por medios pasivos el aumento de temperatura del combustible durante los transitorios relacionados con accidentes graves postulados.

En el diseño del núcleo del MHTGR, los elementos combustibles grafitados adoptan una geometría anular con relación a los reflectores de grafito internos y externos. Se seleccionó la geometría anular para el núcleo a fin de aumentar su relación superficie-volumen, lo que permite una potencia de salida de 350 MWt al tiempo que conserva la capacidad para disipar el calor de desintegración por medios pasivos.

Todos los módulos del reactor están constituidos por un núcleo anular que se encuentra en el interior de una vasija de acero, conectado, por medio de la vasija de un conducto trans-



versal concéntrico, a un generador de vapor de paso único arrollado en hélice que se encuentra dentro de una tercera vasija situada a un lado y por debajo de la elevación de la vasija del reactor. El circulador principal, de velocidad variable y accionado por un motor eléctrico, está situado sobre la vasija del generador de vapor. Para eliminar el calor de desintegración durante las operaciones de mantenimiento cuando no se dispone del sistema principal de transferencia del calor, el concepto incluye un pequeño intercambiador de calor de helio a agua durante la parada y un circulador accionado por motor eléctrico situados en el fondo de la vasija del reactor. Las barras de control y sus mecanismos de accionamiento correspondientes, así como las tolvas de materiales de reserva para paradas, se instalan por medio de penetraciones situadas en la parte superior de la vasija del reactor. La recarga de combustible en desconexión también se realiza a través de esas penetraciones.

Durante el funcionamiento normal, el refrigerante de helio circula hacia abajo a través de los canales de refrigeración de los elementos combustibles de grafito, se deposita y mezcla en una cámara anular que se encuentra debajo del núcleo y luego transporta el calor del reactor por el conducto central de la vasija del conducto transversal concéntrico hasta el generador de vapor. Después de circular hacia abajo a través del haz helicoidal del generador de vapor, el helio sube por el anillo situado entre el escudo envolvente del generador de vapor y la vasija hasta llegar al circulador. Posteriormente, el helio comprimido retorna a la vasija del reactor por el anillo exterior del conducto transversal concéntrico y a la parte superior del núcleo por el anillo situado entre el barril del núcleo y la vasija del reactor. Por tanto, el refrigerante de helio baña continuamente las paredes de las tres vasijas de acero. El agua de alimentación entra en el fondo de la vasija del generador de

vapor, y este último, sobrecalentado a una temperatura de 1000 grados Fahrenheit y sometido a una presión de 2500 libras por pulgada cuadrada, sale a través de un tobera montada lateralmente sobre la vasija.

El concepto general de la central incluiría múltiples módulos situados paralelamente en recintos de nivel de grado inferior en una configuración móvil. El número de módulos y el programa para su distribución se seleccionarían de acuerdo con el crecimiento de la carga o las limitaciones financieras o ambas. Cada módulo transmite energía en forma de vapor a la zona de conversión de energía adyacente. Si la eficiencia de conversión de energía es del 38% aproximadamente, cada módulo puede suministrar una potencia eléctrica neta de 135 MWe. La configuración de la central MHTGR de referencia consiste en cuatro módulos con una potencia neta de 540 MWe.

Concepto de seguridad pasiva del MHTGR

Se dispone de tres opciones para eliminar el calor de desintegración. La primera de ellas es el sistema principal de transferencia de calor no relacionado con la seguridad, que transporta el calor de desintegración a través del generador de vapor y una derivación de la turbina hasta el condensador. Si no se dispone del sistema principal de transferencia de calor a causa de un mantenimiento programado o el fallo de un componente, el calor de desintegración se eliminaría a través del sistema de refrigeración de parada. Este es también un sistema no relacionado con la seguridad que elimina el calor de desintegración a través de un circuito cerrado de agua de refrigeración y distintos intercambiadores de calor de corriente de aire.

Si ninguno de los dos sistemas de refrigeración activos anteriores estuviera disponible, el calor de desintegración se eliminaría por un tercero, a saber, el sistema de refrigeración de la cavidad del reactor (SRCR). El SRCR es un sistema pasivo de eliminación del calor, relacionado con la seguridad, de funcionamiento continuo. En dicho sistema, el aire ambiente circula a través de una estructura de toma y escape de aire y de conductos concéntricos hasta los paneles de refrigeración con aire que están situados dentro del recinto del reactor. El aire se calienta dentro de los paneles por el calor de desintegración que conduce e irradia el reactor, y retorna al medio ambiente por la parte interior de los conductos concéntricos y la estructura de toma y escape de aire. La eliminación pasiva del calor de desintegración transcurre sin sobrepasar los límites del diseño del combustible ni provocar daños a la central, ni siquiera la pérdida de la corriente de helio a presión o la descompresión del sistema primario o ambos.

Esta capacidad, unida al coeficiente siempre negativo de temperatura de la reactividad del reactor que garantiza automáticamente un corte de la energía a niveles de desintegración a medida que aumenta la temperatura del reactor, es el concepto único de seguridad pasiva del MHTGR. Asimismo, aunque la probabilidad de que se dañen simultáneamente los tres sistemas de transferencia del calor es pequeña y tiende a reducirse, se hizo una evaluación incluso de ese "suceso que sobrepasa la base del diseño". Los resultados indican que si bien en la central podría ocurrir algún daño relacionado con la inversión, el calor de desintegración sería repelido por medios pasivos hacia la tierra y las temperaturas del combustible resultantes no serían mucho más altas que si se dispusiera del SRCR. Además, a solicitud de las autoridades estadounidenses encargadas de la concesión de licencias, también se evaluaron otros accidentes que sobrepasaban en gran medida la base de la concesión de licencias, incluidos la retirada total de las barras de control con parada de emergencia retardada, la entrada libre de aire, la entrada libre de agua y el fallo de todos los sistemas de eliminación del calor paralelamente con un fallo total de la vasija del conducto transversal. Para todos esos sucesos, en un emplazamiento de 425 metros de radio, no se

sobrepasarían los niveles de dosis radiológicas que requieren medidas de protección, ni siquiera en el límite de la zona de exclusión. Por tanto, se dispone de una base técnica para eliminar la notificación temprana (sirenas y otros medios), así como los ejercicios de evacuación y utilización de refugios en caso de emergencia como elementos necesarios de un plan de emergencia fuera de la central. Por añadidura, todos estos resultados se obtienen sin depender de sistemas de corriente alterna ni de acciones de los operadores, y con la función de contención de los productos de fisión que sólo proporcionan los revestimientos de las partículas de combustible. Se ha logrado un nivel de seguridad sin precedentes mediante la aplicación cabal del concepto de seguridad pasiva en el MHTGR.

Viabilidad económica

Toda consideración en torno a reanudar la distribución de centrales nucleares de menor tamaño enfrenta el problema de la economía competitiva. Durante el decenio de 1960 y principios del de 1970, y de hecho, todavía hoy en numerosos países industrializados, las presiones de la competencia han hecho que se ofrezcan en el plano comercial centrales nucleares cada vez más grandes, ya que se reconocen las evidentes economías de escala asociadas a tales empresas de gran intensidad de capital. Sin embargo, la experiencia ha demostrado que inversiones tan cuantiosas durante un período prolongado entrañan riesgos enormes; riesgos que en muchos países, y particularmente en los Estados Unidos, se han materializado con desastrosas consecuencias económicas y, aun cuando no se hayan materializado, siguen siendo factores que hay que considerar en toda evaluación.

El enfoque encaminado a lograr una economía competitiva con el MHTGR se apoya en tres factores fundamentales: la simplicidad que brinda el concepto de seguridad pasiva, la capacidad para lograr prontamente la normalización mediante el uso de módulos y la producción fabril, y la noción del riesgo.

El concepto de seguridad pasiva elimina la necesidad de contar con numerosos sistemas de seguridad de elevado costo y permite separar físicamente, y desacoplar funcionalmente de la central de turbina, las necesarias características de seguridad y de protección de las inversiones que poseen los módulos del reactor. Como resultado de ello, sólo la isla nuclear, integrada por los módulos del reactor y todos los sistemas de servicio nuclear necesarios, debe construirse según las normas nucleares, en tanto que la central de turbina puede construirse según las normas convencionales. La isla nuclear también se puede cercar y asegurar por separado.

La modularidad, no sólo en el contexto de los módulos múltiples de reactores múltiples de menor potencia de salida, sino también con respecto al diseño modular de los componentes, sistemas, tuberías, instrumentación, controles, etc., de toda la central, permite que gran parte de la central sea hecha y premontada en fábricas. La producción en la fábrica facilita el control de calidad y, a juzgar por la experiencia, es mucho más barata que la producción y la construcción en el terreno. La ventaja de la reducción del costo en virtud del aprendizaje se obtiene más rápidamente en el medio fabril.

La introducción de centrales eléctricas de menor capacidad y flexibilidad suficiente para alcanzar esa capacidad en incrementos modulares coadyuva a la disminución de los riesgos financieros. Este es quizás el factor tangible más significativo relacionado con la reducción de riesgos, aunque también son importantes muchos otros factores intangibles como la disminución de los riesgos relativos a la concesión de licencias y el aumento de la aceptación pública.

En los análisis económicos del MHTGR se tuvieron en cuenta los factores anteriores en la medida en que se consideró que provocarían una diferencia apreciable respecto del costo. Esos análisis indican que la central de referencia de cuatro módulos y 540 MWe podrá competir con la variante más avanzada alimentada con carbón en la mayoría de las regiones carboníferas previstas en los Estados Unidos. Es importante señalar que los diversos factores que intervienen en esas comparaciones dependen en gran medida de los factores locales en cualquier país o localidad interesados en la alternativa nuclear, y por ende, deben ser evaluados cuidadosamente.

Perspectivas futuras

Sin lugar a dudas, el mundo pide centrales nucleares de menor tamaño con características de seguridad más pasiva. Al parecer el MHTGR está convenientemente dotado para ayudar a satisfacer esa demanda mundial, sobre todo a causa de su evidente simplicidad y su comportamiento benigno. Se requiere una central de demostración (o una central avanzada) para demostrar fehacientemente el comportamiento general (seguridad, fiabilidad, capacidad de funcionamiento y otros aspectos) que se le atribuyen. Actualmente se evalúan los primeros proyectos de este tipo en los Estados Unidos (una central MHTGR con participación industrial de la República Federal de Alemania) y en la URSS (una variante del módulo HTR con participación del Gobierno y la industria de la República Federal de Alemania). Se prevé su entrada en el mercado competitivo después que finalice el siglo.

