

Experiencias de Westinghouse con el HTR como Base para el Diseño de la Nueva Generación de Centrales Nucleares (NGNP)

J. Schöning, M. Esch, D. Knoche, D. Freis,
H. Finken y F. Drijfhout

Alemania tuvo durante más de tres décadas un ambicioso programa de Reactores de Alta Temperatura (HTR). Dicho programa incluía numerosas actividades de investigación y la construcción y operación de dos HTR. El programa al completo tuvo un volumen de más de 6 billones de marcos alemanes y agrupaba actividades de la industria, de los centros de investigación y de las universidades. Dentro de este programa, la viabilidad real de un reactor HTR tipo pebble bed fue probada por primera vez en el reactor de investigación AVR (Arbeitsgemeinschaft VersuchsReaktor) en el Centro de Investigación Jülich (FZJ).

Más tarde serviría para el desarrollo de nuevos combustibles y también para numerosos experimentos sobre la seguridad intrínseca de este tipo especial de reactores nucleares. La planta que siguió al AVR fue llamada THTR-300 (300 MWe), construida en Hamm-Uentrop como una planta de demostración comercial. Con dicho reactor, se demostró la viabilidad de un reactor tipo pebble bed (lecho de bolas) a escala comercial.

Ambos reactores fueron contruidos en el estado de North-Rhine Westphalia, famoso por su gran actividad industrial y minera. Los reactores HTR fueron especialmente útiles para proveer de calor de proceso a estas industrias y con el Project Nuclear Process Heat (PNP) una planta fue desarrollada precisamente para este suministro.

Apoyado en su pericia específica con los reactores de alta temperatura y su actual experiencia en el desarrollo y la construcción del reactor AP1000TM, Westinghouse cuenta con el conocimiento necesario para diseñar un reactor de Generación IV en el medio plazo. La madurez de la tecnología de sistemas y componentes específicos de los reactores de alta temperatura ya fue demostrada con el reactor THTR-300. Algunos diseños conceptuales para futuros reactores de alta temperatura que sirvan para generación de calor de procesos industriales están en boga en la actualidad.

For more than three decades Germany had a very ambitious High Temperature Reactor (HTR) program which included numerous research activities and the construction and operation of two HTRs. The whole program had a volume of more than 6 billion D-Marks and covered activities of industry, research centres and universities. Within this program the physical feasibility of a pebble bed HTR was proven for the first time in the Arbeitsgemeinschaft VersuchsReaktor (AVR) research reactor at Research Centre Jülich (FZJ). Later it served as a test bed for new developed fuel as well as test reactor for numerous successful experiments on the inherent safety of this special type of nuclear reactor. The subsequent power plant THTR-300 with a rated electrical power of 300 MWe at Hamm-Uentrop was constructed as a demonstration plant. With THTR-300 the feasibility of a large commercial pebble bed reactor was demonstrated.

Both reactors were built in the state of North-Rhine Westphalia with its traditional resources of coal and its heavy and chemical industry. HTRs were specifically meant to provide process heat to these industries and with the Project Nuclear Process Heat (PNP) a plant was developed to serve this means.

Based on this HTR specific expertise and on actual experience from AP1000TM development and construction, Westinghouse has the overall expertise in house to design a generation IV reactor system in the near term future. On HTR specific systems and components the maturity of the technology was demonstrated with THTR-300. Potential design approaches for future HTR concepts for process heat generation are discussed.

INTRODUCCIÓN

El reactor de alta temperatura (HTR) alemán es el resultado de un proceso de desarrollo a largo plazo en la antigua República Federal de Alemania. El diseño específico del lecho de bolas está basado en una idea del Profesor Rudolf Schulten, el primer director gerente de

Hochtemperatur Reaktorbau GmbH (HRB), actualmente Westinghouse Electric Germany.

El principio está basado en un reactor moderado por grafito que contiene elementos de combustible esféricos refrigerados por helio para producir altas temperaturas, proporcionando así una alta eficiencia y ofreciendo una amplia

JOSEF SCHÖNING

es consultor senior de Westinghouse Electric Germany GmbH para los proyectos relacionados con el HTR. Durante su vida profesional, ha sido director de ingeniería de HRB. En este puesto, ha sido el responsable del desarrollo, construcción y puesta en servicio del Reactor de Torio de Alta Temperatura (THTR) alemán.

MARKUS ESCH

es estudiante doctoral en la Universidad de Tecnología de Dresden, en cooperación con Westinghouse Electric Company GmbH. Estudió Ingeniería Nuclear en la Universidad RWTH Aachen, con especialización en reactores de alta temperatura. En el marco de su tesis doctoral, lleva a cabo análisis térmicos-hidráulicos y mecánicos de los generadores de vapor de bobina helicoidal para los HTR.

DIETRICH KNOCHE

estudió Ingeniería Nuclear en la Universidad RWTH Aachen. Se diplomó en el Instituto de Energía Atómica en Obninsk, Rusia. En 2006, se incorporó en Westinghouse Electric Germany GmbH como responsable de los proyectos HTR y la fiabilidad de la planta. Desde 2009, trabaja como jefe de la división Customer 1st (el Cliente Primero) de Westinghouse.

DANIEL FREIS

estudió Ingeniería Nuclear en la Universidad RWTH Aachen. Tras terminar sus estudios, trabajó en el Instituto para Elementos Transuránicos de la Comisión Europea en Karlsruhe, en simulaciones de accidentes severos con elementos de combustible irradiados del HTR. En Westinghouse Electric Germany GmbH, es el responsable de los proyectos relacionados con el HTR.

HOLGER GERHARD CLEMENS FINKEN

es licenciado en Ingeniería Mecánica por la Universidad de Pretoria, Sudáfrica. En 1983 se incorpora a Westinghouse donde ha desempeñado distintas responsabilidades y desde 2007 es ingeniero jefe de Sistemas (diseño) en WESA y trabaja en el equipo de ingeniería del programa de reactor nuclear SA PBMR.

FOLKERT DRIJFHOUT

estudió ingeniería mecánica y actualmente trabaja para Westinghouse Electric South Africa. Como diseñador mecánico, ha diseñado máquinas para los sistemas de transporte del combustible de bolas. Como ingeniero de sistemas, ha sido responsable del diseño del concepto de sistema de almacenamiento de combustible gastado para el Reactor Modular de Lecho de Bolas. En la actualidad participa en los trabajos relacionados con el AP1000.

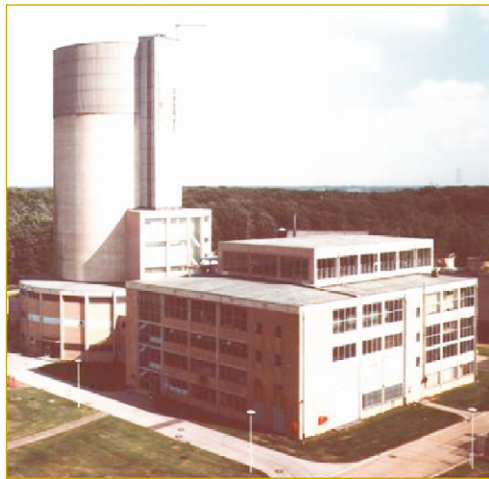


Figura 1. El reactor de pruebas AVR en Jülich.

variedad de aplicaciones. El reactor “pebble-bed” se puede utilizar para la generación de electricidad y vapor de proceso, para la producción de calefacción urbana y, con temperaturas de hasta 950°C, para el suministro de calor para los procesos de producción, tal como la conversión de carbón en petróleo o gas, así como otras técnicas prometedoras.

El AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) fue construido en el año 1961 en el Centro de Investigación Jülich (FZJ) para servir como reactor experimental. Tenía como objetivo la demostración de la viabilidad del principio físico de un reactor de lecho de bolas, así como probar las prestaciones de seguridad intrínseca. Además, servía como banco de pruebas para los elementos de combustible del HTR.

Con temperaturas de salida de helio de hasta 950°C, el AVR demostró la viabilidad de producir calor de proceso. La transferencia de la potencia térmica de 46 MW se realizó mediante un intercambiador de calor de tipo tubo involuta que estaba dispuesto por enci-

ma del núcleo del reactor. La potencia eléctrica era de 15 MW. El AVR estuvo funcionando con éxito durante más de 20 años.

El THTR-300 (reactor de torio de alta temperatura) es el segundo HTR de lecho de bolas. El éxito de su puesta en marcha representa un hito en el desarrollo de los reactores de alta temperatura.

En el lecho de bolas, se generaba una potencia térmica de unos 750 MWt a una densidad de potencia media de 6 MW/m³. Se refrigeraba el núcleo del reactor mediante helio circulando en dirección descendente a través del lecho de bolas, a una presión de unos 40 bar (580 psi). El helio se iba calentado desde los 260°C hasta los 770°C conforme iba pasando por el núcleo. Seis generadores de vapor transferían el calor desde el circuito primario hasta la parte secundaria con turbina de vapor. Con unas condiciones de vapor de 177 bar y 530°C, se alcanzó una eficiencia del 40%.

Se construyó el THTR con el fin de demostrar la viabilidad económica y de eliminar los riesgos técnicos y financieros para los futuros proyectos del reactor HTR.

Con el AP1000, un reactor de agua a presión con una potencia eléctrica de 1100 MWe, Westinghouse desarrolló la primera central nuclear basada en un reactor de agua ligera con sistemas de seguridad pasivos. Un diseño de construcción modular permite la fabricación estandarizada de los componentes en condiciones controladas y un programa de construcción ajustado. La posterior estandarización del diseño AP1000, certificado por la NRC, permite un proceso de licencia simplificado, reduciendo así los riesgos. Una vez certificado el diseño, solo hay que realizar el licenciamiento específico del emplazamiento. Un concepto similar fue desarrollado por HRB en esos momentos, con una línea completa de HTR basada en el THTR-300 que abarcaba una gran va-



Figura 2. El THTR-300 en Hamm Uentrop.

riedad de aplicaciones, desde la producción de hidrógeno hasta la generación de calor de proceso.

VISIÓN GENERAL DEL HTR

Todas las aplicaciones posibles de calor de proceso se pueden diseñar como tecnología convencional no nuclear. La interfaz entre la parte nuclear y la convencional es el generador de vapor. Los sistemas y componentes específicos del HTR son:

- Núcleo y combustible del reactor
- Internos del núcleo de grafito
- Sistemas de control de reactividad
- Sistema de manejo de combustible
- Generador de vapor
- Soplador de helio
- Sistema de purificación de helio

En las siguientes secciones, se exponrán las filosofías principales de construcción para los sistemas y componentes principales del NSSS.

NÚCLEO DEL REACTOR Y COMBUSTIBLE

Tipos de Combustible

Existen dos tipos de combustible de alta temperatura basado en grafito de uso común actualmente en el mundo, los cuales tienen una geometría esférica o hexagonal. En la literatura general, también se refiere al combustible con la geometría hexagonal como *combustible de bloques*, y al combustible con geometría esférica como *combustible de bolas*. Ambas geometrías de combustible tienen las partículas revestidas de óxido de uranio que son fundamentales para el rendimiento a alta temperatura del combustible y, por lo tanto, la con-

	AVR	THTR-300
Potencia eléctrica	15 MWe	308 MWe
Generación neta	1,6 GWh	2,8 GWh
Construcción	1961	1971
Pruebas de presión PCRv		1982
Primera criticidad	1966	1983
Sincronización a la red	1967	1985
Entrada en operación	1967	1987
Fin de operación	1988	1988
Clausura	1988	1989
Tiempo de operación	21 a	5 a

Tabla 1. Datos técnicos del AVR y del THTR-300.

tención segura de los productos de fisión.

Tipos de reactor de gas de alta temperatura

El combustible de bloques se emplea en el HTTR japonés de JAERI, en el reactor americano de Fort St. Vrain y en el MHTGR/GT-MHR previsto por General Atomics, mientras que el combustible de bolas fue inicialmente desarrollado y calificado utilizando el reactor prototipo AVR de Alemania durante un periodo de 21 años. Este combustible de bolas calificado fue posteriormente empleado en el THTR-300 de Westinghouse Electric Germany (antiguo ABB), y en la actualidad se prevé su utilización en el NGNP del DOE y en los reactores tipo PB-MR de Sudáfrica.

Métodos de carga de combustible

La diferencia entre los tipos de combustible se refiere también a la aplicación del combustible. Se puede realizar la carga de combustible en recargas periódicas, tal como se hace en los actuales Reactores de Agua a Presión (PWR), o se puede ir reponiendo el combustible continuamente, como es el caso del reactor de tipo lecho de bolas. La carga del combustible de bloques fresco en el núcleo de un reactor se realiza una vez alcanzado el nivel de quemado adecuado del combustible y estando el reactor parado con el fin de extraer el combustible gastado.

En el caso del combustible de lecho de bolas, la carga del combustible fresco es un proceso continuo, sin necesidad de parar el reactor. Con un sistema de manejo de combustible, se extrae el combustible de bolas gastado del núcleo, sustituyéndolo con combustible fresco. El combustible de bolas circula de 6 a 15 veces a través del núcleo, en función del diseño del reactor, antes de su extracción como combustible gastado. Este método de carga de combustible también se conoce por el nombre de proceso de carga de combustible multi-paso.

Propiedades del Combustible

Se probaron varios combustibles de bolas en el AVR, empezando con el combustible BISO y mejorando de forma sistemática el revestimiento interno poroso de protección, para dar cabida a los productos de fisión gaseosos y proporcionar más revestimientos exteriores al núcleo de óxido de uranio para sellar los productos de fisión dentro de la partícula para prevenir el escape de los produc-

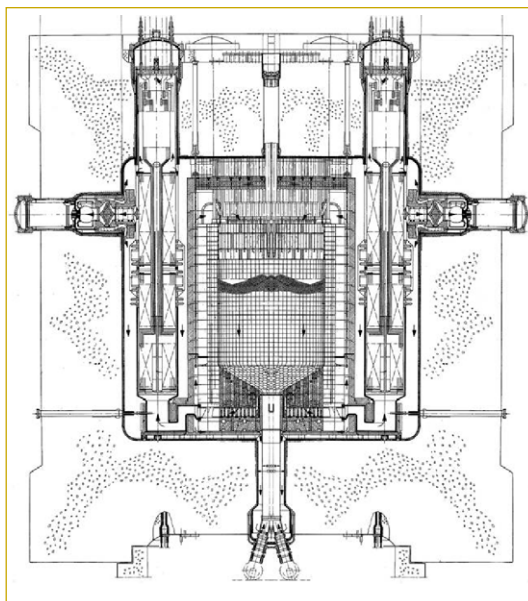


Figura 3. El THTR-300 en Hamm Uentrop.

tos de fisión. El combustible TRISO (Tri-isotrópico) de nueva generación fue concebido con propiedades de combustible superiores para contener de forma segura los productos de fisión a altas temperaturas de $\sim 1600^{\circ}\text{C}$.

Para ambos tipos de reactor, la temperatura de operación del combustible es alrededor de 950°C , proporcionando así un gran margen de seguridad para la operación del reactor. Tanto el combustible de bloques como el de bolas contienen la partícula de combustible revestida TRISO, por lo tanto su rendimiento a altas temperaturas para contener los productos de fisión es el mismo. Típicamente una partícula revestida es un núcleo de UO_2 de unos $600\ \mu\text{m}$ en diámetro con capas de carbono pirolítico (PyC) y carburo de silicio (SiC) [1].

Proceso de Fabricación

Básicamente el proceso de fabricación consta de tres pasos. El primer paso consiste en la fabricación del núcleo de UO_2 . A continuación se reviste el

núcleo con capas de pirocarbón y carburo de silicio. Este elemento se denomina *partícula* (de combustible) *revestida*. Posteriormente se emplea la partícula revestida en la fabricación del elemento de combustible. A partir de este punto, existe una diferencia entre las dos geometrías del combustible, siendo una el combustible de bolas y la otra el combustible de bloques. Sin embargo, en ambos casos, la partícula revestida es sinterizada en una matriz de grafito, formando la estructura geométrica del elemento de combustible.

Internos del núcleo de grafito

Los internos del núcleo de grafito están compuestos de bloques individuales dispuestos en columnas. Se realiza la conexión

entre los distintos bloques por medio de espigas y clavijas. Las estructuras del núcleo están soportadas sobre la placa inferior y mediante el blindaje térmico, lo que proporciona una estructura estable pero flexible que está diseñada para resistir las cargas internas y soportar sucesos externos.

Ya no están disponibles los materiales empleados para la construcción del THTR-300. En el marco del programa de calificación de materiales para el grafito de reactor, se identifican nuevos materiales que se encuentran en el proceso de calificación. Los materiales empleados en el THTR-300 sirven como línea base para los nuevos materiales no irradiados.

Sistemas de Control de Reactividad

En el THTR-300, se emplearon las barras en el núcleo, así como las barras del reflector, para el control de reactividad. El diseño fue diferente, garantizando la diversidad de los dos sistemas de control de reactividad. Las barras de control en el núcleo no son necesarios en los HTR con un núcleo pequeño.

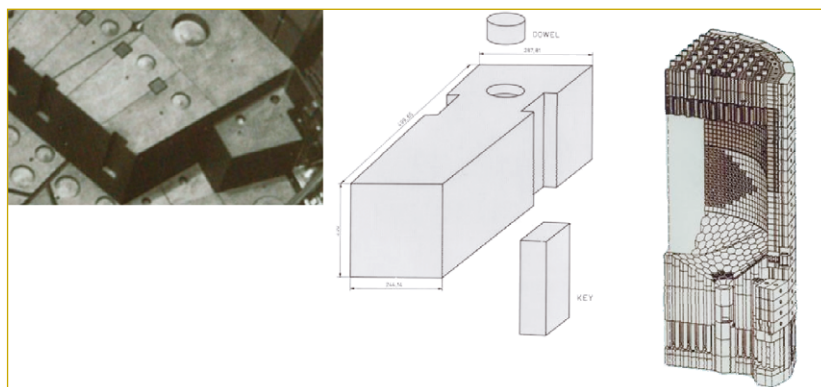


Figura 4. Estructura cerámica del núcleo de grafito.

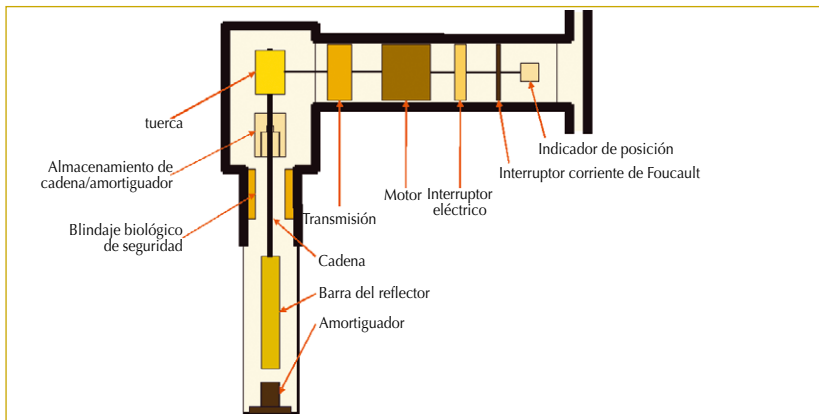


Figura 5. Diseño esquemático de la barra de control del reflector.

En estos diseños, la diversidad se consigue mediante pequeñas esferas de absorbentes neutrónicos, que se inyectan en canales especiales en el reflector lateral o, si existe, en una columna de grafito central.

El diseño del sistema de control de reactividad es independiente de la potencia del reactor. Se adapta el número de barras o esferas absorbentes a la potencia del reactor, para garantizar un margen de parada segura.

Sistema de manejo de combustible

Se utiliza el sistema de manejo de combustible para transportar el combustible fresco hasta dentro del núcleo del reactor y para circular los elementos de combustible que no han alcanzado su objetivo de quemado. Típicamente un elemento de combustible pasará seis veces por el lecho de bolas antes de su descarga.

El sistema consiste en unos tubos en los que los elementos de combustible son transportados en dirección descendente por la gravedad, y en dirección ascendente de forma neumática. Mediante un cilindro neumático, se extraen los elementos de combustible

del fondo del reactor para transferirlos a un dispositivo de medición de quemado, normalmente basado en la espectrometría gamma. Aquí se distinguen los elementos de combustible por quemado. Además, se identifican y se clasifican los elementos absorbentes y los elementos de grafito, introducidos en el primer núcleo.

El diseño del sistema de manejo de combustible está basado en un sistema modular de construcción, empleando subconjuntos estandarizados de componentes funcionales para las múltiples tareas diferentes. La única diferencia es el número de componentes, que depende del diámetro del núcleo de reactor. En la figura 6, se puede ver un diseño esquemático del sistema de manejo de combustible.

Generador de Vapor

El generador de vapor de helio está diseñado como intercambiador de calor de tubo helicoidal soportado por placas y fijado con bujes especiales de protección. El generador de vapor es la interfaz entre la fuente de energía nuclear y la parte convencional. Se pueden conseguir altas temperaturas de vapor



Figura 7. Vista de un tubo helicoidal del generador de vapor de helio del THTR.

con un HTR, por lo tanto es el sistema idóneo para producir hidrógeno con alta eficiencia o para realizar la cogeneración de electricidad e hidrógeno. Debido al gran rango de temperaturas, muchos procesos industriales pueden ser suministrados con calor generado en un reactor de alta temperatura.

Como el generador de vapor representa la interfaz entre los ámbitos nuclear y no nuclear, es necesario cumplir con requisitos estrictos de fiabilidad y de no permeabilidad de radionucleidos. Es especialmente necesario responder al problema de la migración de tritio. En el proyecto PNP, se llevaron a cabo investigaciones exhaustivas sobre los materiales del generador de vapor y la permeabilidad del tritio. Los resultados de estas investigaciones son experiencias de Westinghouse que contribuirán al éxito de la nueva generación de centrales nucleares.

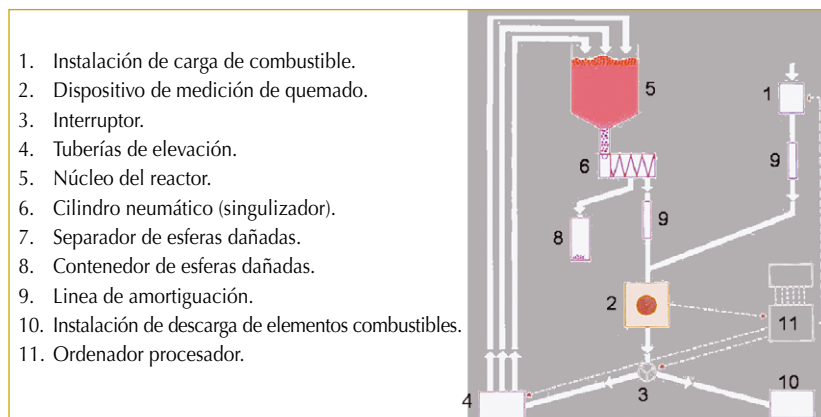


Figura 6. Diseño esquemático del sistema de manejo de combustible

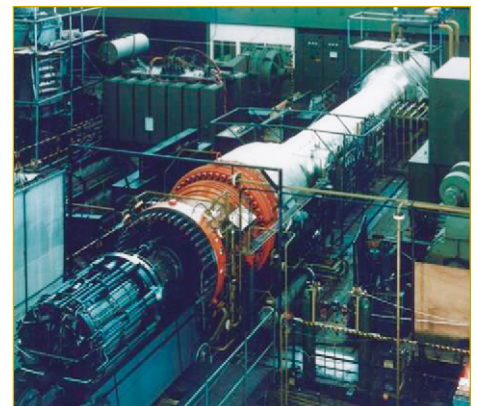


Figura 8. Circuito de pruebas del soplador de Helio del THTR-300.

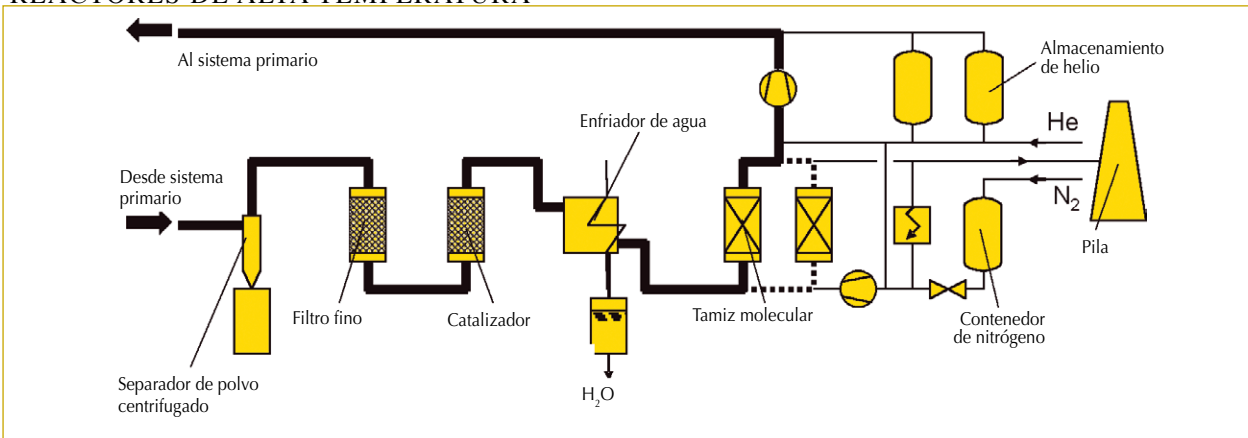


Figura 9. Vista Simplificada del Sistema de Purificación de Helio

Soplador de Helio

El soplador de helio es un soplador radial rotatorio con dispositivo de cierre y motor de accionamiento en un eje. El cojinete en el THTR-300 fue un cojinete lubricado con aceite. A partir de la experiencia operativa, estaba previsto emplear cojinetes magnéticos con manguito de sujeción para los futuros proyectos. En la figura 8, se muestra el circuito de pruebas para el soplador de helio del THTR.

Sistema de Purificación de Helio

La función del sistema de purificación de helio consiste en extraer las impurezas del refrigerante del reactor. Con este fin, se toma parte del flujo de helio del sistema mediante un bypass, conduciéndolo a través del sistema de purificación por encima de filtros mecánicos

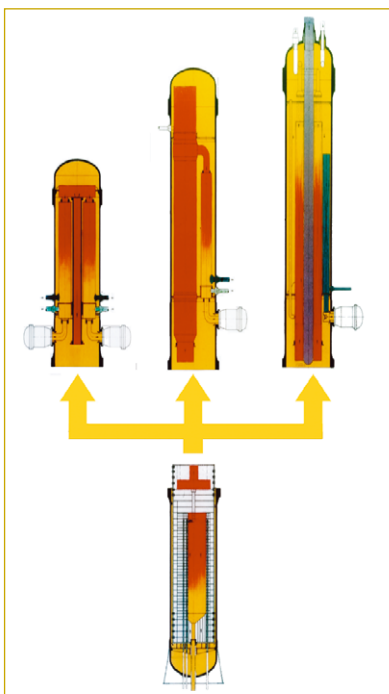


Figura 10. Ejemplo de generación de energía nuclear con un diseño modular estandarizado.

para polvo, y oxidando y reduciendo los lechos de filtración para impurezas químicas. Se condensa el agua que contiene tritio. Opcionalmente se puede usar un condensador de frío para isótopos de xenón y kriptón. En la figura 9, se muestra un esquema simplificado del sistema de purificación de helio.

NUEVA GENERACIÓN DE CENTRALES NUCLEARES (NGNP)

La nueva generación de centrales nucleares es una iniciativa del Departamento de Energía (DOE) de EEUU. La tecnología del consorcio de Westinghouse que participa en el proyecto NGNP está basada en la experiencia alemana arriba descrita. La filosofía de construcción modular y flexible permite satisfacer las necesidades del cliente en cuanto a temperaturas de proceso y potencia.

Existen tres alternativas para cumplir con las necesidades del cliente, con distintas etapas de desarrollo y con filosofías de diseño y tecnologías diferentes y, consecuentemente, con ventajas e inconvenientes diferentes. Las opciones de diseño del NSSS son el HTR 100-SV (Vasija de Acero), el HTR 100-PCR (Vasija de Reactor de Hormigón Pretensado) o el HTR-Modul. Una evaluación aproximada demuestra que las características de seguridad y licenciamiento son bastante buenas para estos tres diseños. Teniendo en cuenta criterios como la limitación de potencia, los aspectos económicos o el esfuerzo de desarrollo, los dos diseños HTR 1000 arrojan mejores resultados frente al HTR-Modul. Sopesando la accesibilidad y el límite superior de 1600°C, el HTR 100-PCR y el HTR-Modul muestran un comportamiento mejor comparado con el HTR 100-SV. Por último, cabe destacar que el HTR 100-PCR ofrece las mejores características de seguridad, considerando el accidente de ruptura del recinto de presión del circuito primario, frente a sus competidores.

Aquí también la estandarización y la modularización debe ser el principio rector, así como la licenciabilidad. El sistema de suministro de vapor nuclear debe ser un diseño estándar que se aplica a todas las posibles aplicaciones. Esta filosofía ya se incorporó en el HTR 100 para la generación de calor de proceso. En la Figura 11, se indican las distintas aplicaciones del HTR 100 para las aplicaciones de calor de proceso.

Las centrales nucleares de nueva generación irán más allá y también tendrán una interfaz estandarizada entre los circuitos primario y secundario. Por lo tanto la aplicación térmica no estaría por encima de un reactor estándar, sino fuera del NSSS. El calor sería transferido en forma de vapor desde el NSSS a la aplicación térmica, lo que permitiría tener un diseño estándar requiriendo un proceso de licencia, reduciendo así el coste y el riesgo del proyecto para el cliente.

CONCLUSIÓN

A lo largo de su historia y en la actualidad, Westinghouse tiene una competencia nuclear probada en el ámbito de los LWR y HTR. Su experiencia en la realización exitosa de grandes proyectos de central nuclear (AP1000™), así como la madurez de la tecnología HTR, sientan las bases para la nueva generación de centrales nucleares que partirán de esta experiencia amplia y única. El principio físico y la aplicación con éxito de esta tecnología se han probado en el reactor de investigación AVR y en la planta de demostración THTR-300. De esta forma, la energía nuclear puede contribuir a un mix energético equilibrado, proporcionando calor de proceso para varias aplicaciones en el futuro.

REFERENCIAS

- [1] S. Kato, et al., "Fabrication of HTTR First loading Fuel"■