

Investigación en reactores de alta temperatura refrigerados por gas: contribución de Ciemat al análisis de seguridad del confinamiento

L.E. Herranz y J. Fontanet

CIEMAT ha colaborado con PBMR Limited en los estudios de seguridad del confinamiento del que podría ser el primer reactor de tecnología HTR (High Temperature Reactor) de escala comercial. Enmarcados dentro de una de las áreas de mayor controversia de estos diseños, el dilema contención-confinamiento, CIEMAT ha llevado a cabo análisis de escenarios accidentales postulados en las bases de licencia del reactor. El objetivo ha sido caracterizar la respuesta de diversas configuraciones de confinamiento en términos de su evolución termo-hidráulica y de su capacidad de retención de material radiactivo. Sus resultados han indicado la estabilidad termo-hidráulica de los distintos sistemas explorados y han apuntado una escasa emisión radiactiva en el diseño base con venteo filtrado, que podría reducirse aún más mediante la disposición en serie de piscinas y cámaras de filtración de alta eficiencia.

CIEMAT has collaborated with PBMR Limited in the confinement safety studies of the potentially first commercial scale HTR (High Temperature Reactor) reactor. Framed within one of the most controversial areas brought up by the HTR technology, the containment-confinement dilemma, CIEMAT has carried out analyses of postulated accident scenarios considered in the licensing basis report. By characterizing thermal-hydraulic responses and radioactivity retention efficiency of the several confinement designs explored, CIEMAT has highlighted the stability and the outstanding filtration capability of the filtered venting proposed in the base design, which could be even enhanced by a coupling in series of wet and high-efficient dry filtration devices.

INTRODUCCIÓN

Los reactores de muy alta temperatura refrigerados por gas (VHTR, Very High Temperature Reactors) son una de las seis tecnologías elegidas por el foro internacional de cuarta generación (GIF, Generation IV International Forum) para hacer frente al reto de la sostenibilidad energética (Bouchard, 2009). Su principal característica, a la que deben su nombre, es la elevada temperatura que podría alcanzar el refrigerante a la salida del reactor (típicamente igual o mayor de 1000°C). Tal nivel térmico les otorgaría la capacidad de responder a una amplia demanda energética, desde la desalinización de agua de mar (que supone temperaturas inferiores a 200°C) a la generación de hidrógeno mediante ciclo termo-químico (que exigen niveles térmicos alrededor de los 850°C), pasando incluso por la cogeneración. Es precisamente su potencial

diversidad de productos energéticos la que los ha convertido en uno de los tres pilares de la plataforma europea de energía nuclear sostenible (SNETP, Sustainable Nuclear Energy Technology Platform), junto a los sistemas rápidos de fisión y ciclo cerrado del combustible y a las generaciones II y III de reactores de agua ligera (EC-DGR, 2007).

El carácter innovador de los diseños VHTR está relacionado, directa o indirectamente, con la temperatura. Así, existen desafíos tecnológicos en áreas tan variopintas como el comportamiento de materiales, la turbo-maquinaria óptima para alcanzar máximos rendimientos de potencia basados en ciclos Brayton o el comportamiento del combustible (Methnani, 2006). Estos y algunos más han sido y son materia de investigación en proyectos como RAPHAEL (Hittner et al., 2006), realizado en el marco del VI Programa Marco de Euratom, y han dado lugar a redes de inves-



LUIS E. HERRANZ

es licenciado en Ciencias Químicas por la UAM, diplomado en Ingeniería Nuclear por el IEE (Ciemat) y doctor por la UPM. Actualmente dirige la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear del Ciemat. A su actividad investigadora se añade la docente, siendo co-director del Máster UAM-Ciemat en Ingeniería Nuclear y Aplicaciones (MINA).



JOAN FONTANET SÁEZ

es doctor en Ingeniería Nuclear por la UPC (2001) y en 2004 se incorporó a la Unidad de Seguridad Nuclear del Ciemat. Su actividad investigadora se centra en estudios de seguridad del edificio de confinamiento de HTR. Participa, entre otros, en los proyectos SARNET y en el acuerdo Ciemat-PBMR.

tigación y desarrollo como HTR-TN (Hittner, 2007). No obstante, muchos de los estudios realizados recientemente, en curso y/o venideros, cuentan como punto de partida con los resultados de investigación previa, descritos en un buen número de artículos y, en ocasiones, recopilados en informes de síntesis patrocinados por agencias internacionales (IAEA, 2001). La investigación trata, por tanto, de actualizar los datos existentes a las condiciones pretendidas en los futuros reactores y de explorar nuevas áreas en las que no existen referencias anteriores.

Las sustanciales innovaciones de los diseños VHTR respecto a los reactores LWR (*Light Water Reactors*) de segunda y tercera generación (IAEA, 2003), enfatizan la importancia de analizar y demostrar su seguridad, en buena medida pasiva (Ball, 2008). A este fin se están dedicando una sustancial fracción de los esfuerzos realizados. Desde hace años, el Ciemat se ha unido a las iniciativas internacionales en esta materia a través de proyectos europeos, como RAPHAEL, o de acuerdos bilaterales con empresas diseñadoras, como PBMR. En ellos ha llevado a cabo estudios de diversa índole, desde investigación básica sobre fenómenos hasta investigación tecnológica relacionada con el diseño de algunos sistemas, como el confinamiento del reactor.

Este artículo se enmarca en la colaboración establecida entre el Ciemat y PBMR. En concreto, resume los resultados y conclusiones derivados del análisis del comportamiento del confinamiento del reactor durante escenarios accidentales postulados en la base de licenciamiento de una planta de demostración (Ion, 2003). Con objeto de situar el trabajo en el actual panorama investigador internacional, se ofrece *a priori* una visión global de las principales líneas de trabajo existentes en el mundo entero, con particular atención a los estudios relacionados con la seguridad.

EVOLUCIÓN HISTÓRICA DE LA TECNOLOGÍA HTGR

Los orígenes de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas (HTGR, *High Temperature Gas cooled Reactors*), tal cual los concebimos en la actualidad, se remontan a la década de los años 50 del siglo pasado (Daniels, 1956), cuando por primera vez se utilizó helio como refrigerante de un reactor experimental de 5 MW. Recientemente el Ciemat, (Herranz, 2007) realizó una síntesis de las principales características de las realizaciones actuales y de sus predecesores, de acuerdo con las dos arquitecturas que se consideran en la actualidad: combustible prismático y lecho de bolas. La figura 1 ofrece una visión histórica

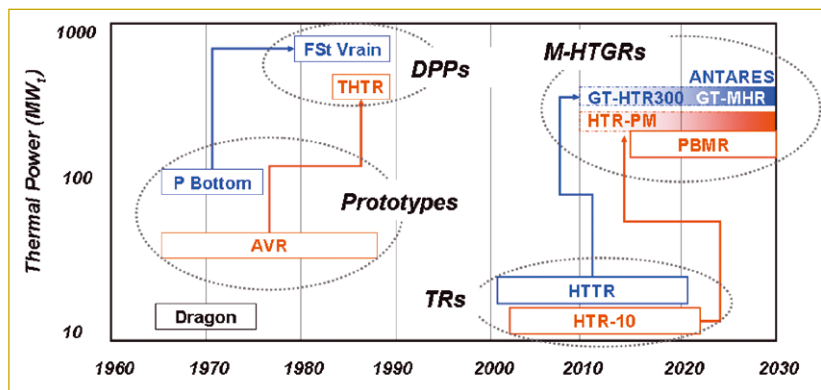


Figura 1. Desarrollo histórico de la tecnología HTGR.

del desarrollo de ambas tendencias.

Dragon fue una instalación desarrollada en el marco de la cooperación internacional de la OECD y, aunque fue de enorme interés científico, nunca produjo potencia eléctrica alguna. Los primeros prototipos de las dos tecnologías comenzaron a operar a mediados de la década de los años 60 del s. XX. La línea de combustible prismático, desarrollada en EE.UU., estuvo representada por Peach Bottom 1 (40 MWe) y condujo a la planta de demostración Fort St. Vrain (330 MWe); la línea de combustible en lecho de bolas, desarrollada en Alemania, se concretó en el reactor AVR (15 MWe), que dio lugar al THTR (300 MWe). Ambas plantas de demostración fueron clausuradas en el año 1989, por consideraciones distintas de las técnicas o científicas.

Aproximadamente una década después, el así llamado *renacimiento nuclear* resucita el interés por la tecnología HTGR y son países como China (HTR-10) y Japón (HTTR) quienes retoman las líneas de desarrollo previamente iniciadas por Alemania y EE.UU., respectivamente. La intención es, tras una primera etapa de investigación, dar lugar a la construcción de reactores de alta temperatura, modulares (potencias muy inferiores a los actuales LWR), y refrigerados por gas: GT-HTR300 (Japón) y HTR-PM (China). A estas iniciativas se han adherido otras, tanto en la línea del combustible prismático (como ANTARES -Areva, Francia-, con un diseño proyectado hacia la cogeneración de electricidad y calor de proceso, y GT-MHR -colaboración multinacional-, como en la de lecho de bolas (PBMR, cuyas dificultades financieras han pospuesto el proyecto de forma indefinida). Todos los diseños modulares mencionados habrían de tener un desarrollo industrial en operación en la próxima década.

LÍNEAS ACTUALES DE INVESTIGACIÓN

La profusión de la investigación en reactores de alta temperatura ha sido tal

en los últimos diez años, que ha dado lugar a la celebración de conferencias bi-anales específicas (HTR). Además, en conferencias anuales de mayor alcance temático, como ICAPP (*International Congress of Advanced Power Plants*), la afluencia de contribuciones en el ámbito de esta tecnología da lugar a sesiones monográficas. Por supuesto, esta ingente actividad también ha tenido manifestación en revistas internacionales de prestigio. Sirvan como ejemplos los números monográficos que *Nuclear Engineering and Design* dedicó en 2002 y 2004 a los reactores HTR-10 (Lohnert, 2002) y HTTR (Lohnert, 2004), respectivamente.

En términos generales, varias son las áreas que aglutinan el mayor número de trabajos de investigación en curso:

- **Combustible.** La fabricación de partículas TRISO¹ de elevada calidad a escala industrial es un objetivo tecnológico imprescindible, dada la enorme importancia del combustible en HTR. Asimismo, se han iniciado trabajos vinculados a la integridad y gestión de las partículas TRISO en la segunda fase del ciclo de combustible.
- **Materiales.** Las altas temperaturas alcanzadas en el reactor imponen condiciones de trabajo muy exigentes, tanto a los materiales de la vasija del reactor como al grafito que actúa de moderador; la elección adecuada, el desarrollo de productos alternativos y la demostración de su comportamiento satisfactorio ha de preceder el desarrollo de las primeras unidades modulares.
- **Diseño de núcleo.** La nueva geometría y estructura del combustible, particularmente en los reactores de lechos de bolas en los que el combustible cambia de posición de forma

¹Núcleos de UO₂ recubiertos por dos capas de carbono pirolítico entre las que se aloja otra más de SiC, que actúa de barrera de presión y retención de productos de fisión.

continua, supone un reto singular en los cálculos de reactividad del núcleo. Más allá de los aspectos neutrónicos, las novedades de arquitectura y componentes en los sistemas, suponen retos en la simulación termo-hidráulica.

- **Componentes.** La apuesta por los ciclos de Brayton directos en la producción de potencia, la propia utilización de helio como fluido portador del calor producido en el núcleo y su potencial contaminación con polvo de carbono (particularmente en núcleos de lechos de bolas debido a la fricción mecánica entre ellas), requieren garantizar elevadas eficiencias en los intercambiadores de calor del circuito primario y un adecuado comportamiento de la turbo-maquinaria de ciclos de gas (mayoritariamente probada con aire como fluido de trabajo, en centrales de ciclo combinado).
- **Aplicaciones.** La consecución potencial de temperaturas superiores a 900°C ha conducido a explorar conceptos dirigidos a la producción masiva de H₂ y, en particular, a la optimización de los ciclos termo-químicos, entre los que destaca el denominado ciclo S-I, basado en la descomposición térmica del ácido sulfúrico (H₂SO₄) y del yoduro de hidrógeno (HI).
- **Seguridad.** Las características inherentes de seguridad del reactor (i.e., mantenimiento de hermeticidad de las partículas TRISO hasta 1600°C, baja densidad de potencia, gran inercia térmica, coeficiente de temperatura fuertemente negativo, etc.) permiten una nueva aproximación en el diseño de la seguridad de estos reactores; tal es el caso de la concepción del edificio del reactor como confinamiento en vez de como contención, a diferencia de los LWR. No obstante, cualquier realización hacia una nueva aproximación de la seguridad ha de ser demostrada de modo convincente.

A modo ilustrativo, la figura 2 muestra una distribución relativa del número de artículos presentados en cada una de estas áreas en las conferencias HTR e ICAPP entre los años 2008 y 2010.

La investigación en todos estos temas está requiriendo no sólo desarrollos analíticos, sino también experimentales. Las instalaciones más importantes son, sin duda, los propios reactores HTR-10 y HTTR, cuya importancia en el avance de la tecnología HTGR es inquestionable habida cuenta de su ingente producción técnico-científica (Fu, 2004; Xu, 2005; Zhu, 2008; Li, 2008; Shiozawa, 2004; Nakagawa, 2004; Sato, 2009). No obstante, también existe un enorme despliegue en otros países, como Rusia, que cuenta con más de 25 instalaciones dedicadas al desarrollo de los HTGR

(Sedov, 2009). Europa se une a esta corriente experimental mediante instalaciones de pequeña y media escala; por citar algunas: KÜFA (combustible; JRC-ITU, Alemania); ASTRA (criticidad; RRC-KI; Rusia); HEFUS 3 (termo-hidráulica; ENEA, Italia); FPL 500 (componentes; IPM Zittau, Alemania); NACOK (seguridad; KIT, Alemania).

En materia de seguridad, además de los desafíos que suponen los diseños VHTR a la regulación, dos temas concentran el interés investigador: el análisis de accidentes postulados y la liberación y transporte de productos de fisión y grafito:

- El primero responde a las necesidades de validar los modelos desarrollados *ad hoc*, de comprobar los márgenes de seguridad y de estudiar escenarios de singular interés en estos reactores, como son los accidentes con entrada de aire en el núcleo (que supondría la oxidación del grafito y, por tanto, la degradación de sus propiedades mecánicas).
- El segundo, dada la gran diferencia entre partículas TRISO y combustible LWR convencional, está dirigido a la creación de modelos específicos de liberación y de transporte de productos de fisión. La presencia de polvo de grafito supone un elemento distintivo de reactores VHTR que afecta enormemente la transferencia. Además, algunos fenómenos no bien conocidos y también presentes en escenarios accidentales en LWR, como la resuspensión de partículas, adquieren una significación máxima; a la reducción de las incertidumbres en su simulación se dedican también una cantidad no despreciable de recursos.

Estas realizaciones analíticas exigen el lanzamiento de programas experimentales contra los que validar modelos y códigos. Tal será el papel de grandes proyectos internacionales actualmente en estado de gestación: como el OECD-HTTR, dirigido a conocer la respuesta termo-hidráulica del sistema de refrigeración de un VHTR ante una pérdida de la refrigeración forzada del reactor (IAEA, 2009); el OECD-ThAI2 (Becker Technologies (Alemania)), enfocado en el estudio del transporte de polvo de grafito en una geometría multi-compartmental (Kanzleiter, 2007); o el HTR-PSI, destinado a abordar cuestiones como la producción de grafito, su interacción con aire en escenarios accidentales o la propia resuspensión (Güntay, 2009).

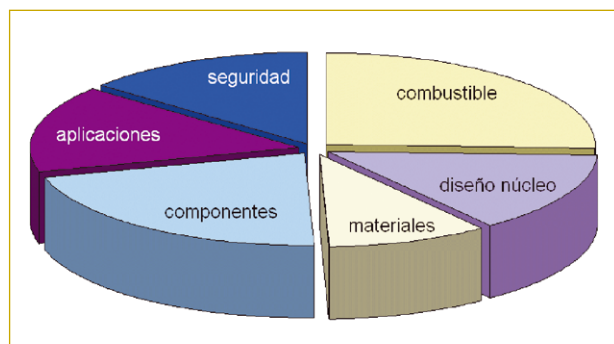


Figura 2. Distribución relativa de contribuciones según su temática en las conferencias HTR e ICAPP entre 2008 y 2010.

CONTRIBUCIÓN DEL CIEMAT A LA INVESTIGACIÓN EN SEGURIDAD

La investigación realizada por el Ciemat en el marco de la seguridad de reactores VHTR ha estado enfocada principalmente al análisis del comportamiento del confinamiento del reactor en condiciones hipotéticas de accidente. Su importancia reside en la necesidad de demostrar que, incluso en situaciones límite, las liberaciones de radiactividad al entorno no sobrepasan los límites establecidos en términos de dosis. Para ello, el Ciemat ha utilizado el código franco-alemán ASTEC-CPA (Van Dorsseleare, 2006), cuya aplicabilidad a los escenarios a analizar fue previamente comprobada (Fontanet, 2009). El objetivo específico de estos trabajos ha sido analizar la respuesta termo-hidráulica y el transporte de productos de fisión y aerosoles en diversas configuraciones del confinamiento ante roturas de la barrera de presión (accidentes postulados en las bases de licenciamiento del reactor). Muchos han sido los casos estudiados. La limitada extensión del artículo impide detallar todos ellos. Sin embargo, en los párrafos siguientes se glosarán e ilustrarán las conclusiones más relevantes obtenidas.

En cualquiera de los casos analizados el volumen aproximado de la contención ha sido de 35000 m³. Este volumen puede dividirse en dos grandes grupos de compartimentos, aquéllos que alojan a la vasija y a los componentes principales y auxiliares de la unidad de producción de potencia, y los pertenecientes al denominado sistema automático de venteo. Esta disposición fue nodalizada en ASTEC-CPA mediante más de 40 celdas, una versión simplificada de la cual se muestra en la figura 3. La diferencia entre las configuraciones analizadas (denotadas como confinamiento A y B en este artículo), reside en la disposición de compartimentos y la distribución del volumen de los mismos.

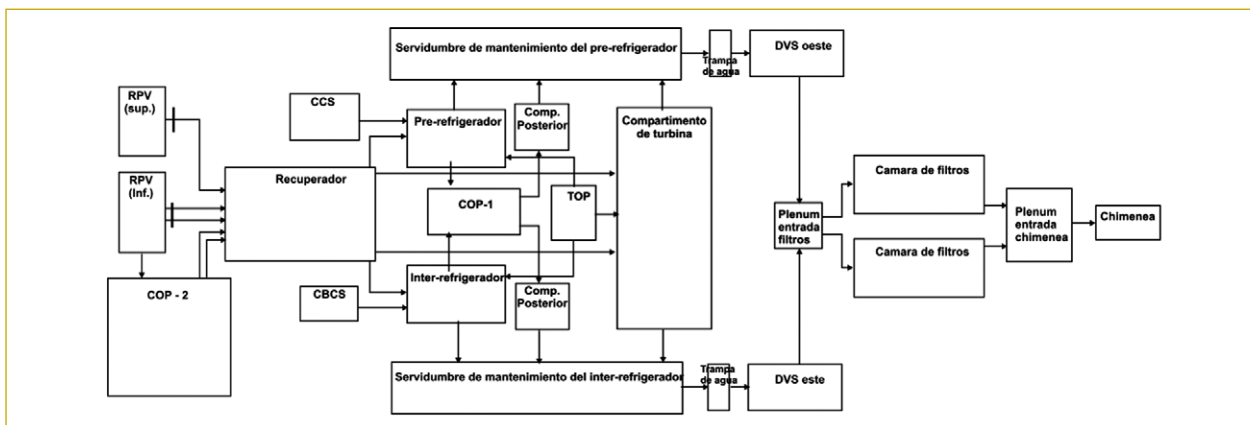


Figura 3. Esquema simplificado de la nodalización de ASTEC-CPA de un confinamiento genérico.

La rotura de la barrera de presión conduce a la despresurización del circuito de refrigeración y a la inyección de helio en el confinamiento, específicamente en algunos de los compartimentos donde se alojan los componentes de la unidad de conversión de potencia o asociados. La presurización del compartimento de descarga evolucionará de acuerdo con el tamaño de la rotura (determinante de la cinética de liberación) y las propias conexiones del compartimento con otros anejos. Finalmente, el helio se abre paso a través de paneles de ruptura hacia el sistema de venteo, desde donde se emite al exterior tras ser previamente filtrado. La figura 4 muestra la evolución relativa de la presión en el caso de una rotura pequeña en el confinamiento A. Se observa como se produce una elevación lenta de la presión en los compartimentos de la unidad de conversión de potencia hasta alcanzar una sobrepresión de apenas 5 kPa, instante en el cual el helio entra en el sistema de venteo controlado, que a su vez se presuriza hasta romper los

paneles que conectan confinamiento y medio ambiente. Como puede apreciarse, además de ASTEC-CPA se ha utilizado CONTAIN 2.0 (Murata, 1997). Esta duplicidad en las herramientas de análisis ha sido un modo de constatar la solidez de las estimaciones realizadas. Las ligeras variaciones temporales observadas entre ambos se deben a la distinta consideración del término difusivo en la ecuación del momento, cuya influencia es aún menor en secuencias con roturas intermedias y grandes.

En su liberación al confinamiento, el helio arrastra grafito y productos de fisión que se ven sometidos a procesos de transporte y deposición dentro del confinamiento. Su simulación indicó la emisión de una mínima cantidad del material entrante en contención (alrededor del 1% en el peor de los casos), siendo mayoritariamente depositada de modo natural sobre las superficies horizontales del recinto (sedimentación) y quedando una fracción significativa retenida en las cámaras de filtración interpuestas en la salida de flujo. La figura 5a muestra que de las dos configuraciones estudiadas, la correspondiente al confinamiento B es más eficiente disminuyendo la liberación al medio ambiente. Estas estimaciones favorables no estaban exentas de incertidumbres en variables tales como el tamaño de la partícula, la localización de la rotura o la tasa de inyección de aerosoles en el confinamiento. Con objeto de garantizar la validez de los resultados, se efectuaron análisis de sensibilidad que permitieran ponderar la importancia de cada uno de ellos en los distintos escenarios analizados (roturas pequeñas, medianas y grandes del circuito de refrigeración). La figura 5b ilustra, en el caso del confinamiento B, el máximo efecto de cada una de las variables exploradas en términos de la masa liberada al exterior (normalizada al valor obtenido en el caso base). Puede obser-

varse que la tasa de entrada de masa en el confinamiento afecta notablemente en cualquiera de los casos estudiados, mientras que el tamaño de las partículas sólo es determinante cuando la rotura es pequeña; el efecto de la localización de la rotura es despreciable. Los resultados indican que no hay cambios de orden de magnitud en las predicciones y que, incluso en el escenario de liberación más adverso, la emisión al exterior no excedería el 8% de la masa total inyectada en el confinamiento.

Los estudios se completaron con el análisis de una variación sustancial de la concepción del confinamiento: la utilización de una piscina como dispositivo separador pasivo de confinamiento y medio ambiente que, además, podría actuar como filtro húmedo alternativo a las cámaras de filtración. El objetivo de los estudios era contribuir a la definición del diseño de la piscina (i.e., tamaño y número de inyectores) de modo que permitiera un comportamiento termo-hidráulico estable en el confinamiento y una retención eficiente de aerosoles y productos de fisión durante cualquier accidente postulado. El trabajo realizado permitió derivar correlaciones sencillas de presión máxima (P_{peak}) y de su tiempo de consecución (t_{peak}) en función de la sección de paso del flujo de gas a la piscina (S , m²),

$$P_{peak} \text{ (bar)} = 2.85 - 2.0 \cdot S + 1.3 \cdot S^2 \quad (R^2=0.998)$$

$$t_{peak} \text{ (s)} = 55.96 - 43.3 \cdot S \quad (R^2=0.95)$$

y del factor de descontaminación global (i.e., razón entre la masa entrante en el recinto y la masa liberada al exterior)

$$DF_{global} = 3.54 \cdot H \cdot S^{1/4} \quad (R^2 = 0.93)$$

Donde H es la altura de agua por encima del punto de inyección.

Adicionalmente, se efectuaron una serie de cálculos paramétricos para conocer qué disposición de número de inyectores/sección de cada inyector era la más favorable para la retención de masa. Se exploraron más de 10 combinaciones

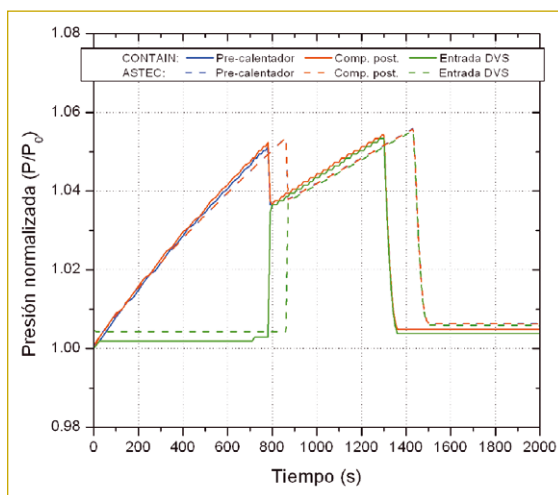


Figura 4. Evolución de la presión en los principales compartimentos del confinamiento durante una secuencia con rotura pequeña del primario.

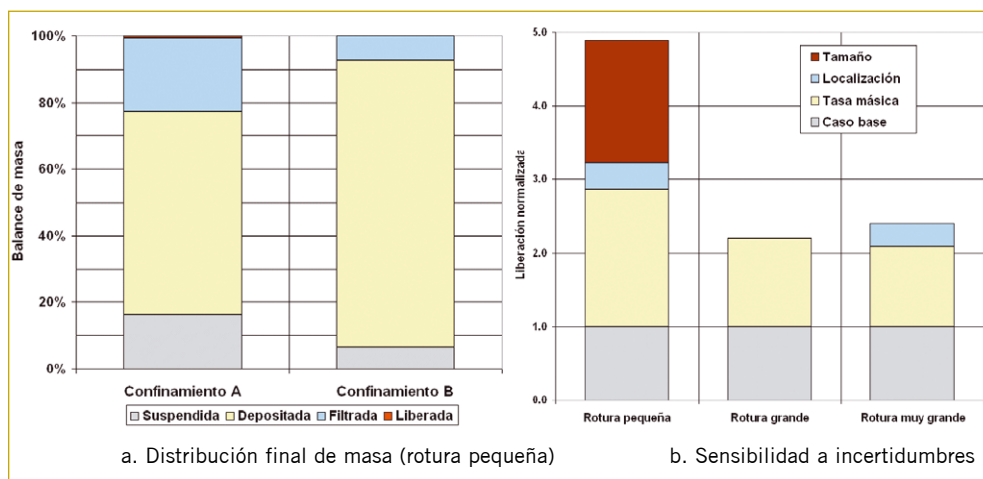


Figura 5. Resultados del análisis de transporte de aerosoles.

distintas en las que el número de tubos osciló entre 50 y 600 y su diámetro entre 25 y 100 mm. La figura 6 presenta los resultados obtenidos en términos de masa liberada al exterior en 10 de los estudios realizados. Junto a las configuraciones de piscina aparecen la de filtros (adoptada para la normalización de la masa liberada) y dos más donde existen piscina y filtros. En ningún caso el efecto filtrante de la piscina es más efectivo que el de los filtros. Sin embargo, al combinar ambas estrategias de limpieza de gases, se reduce la masa liberada en más de un 50% en el peor de los casos (la eficiencia de los filtros se supone independiente del tamaño de las partículas).

CONSIDERACIONES FINALES

Los resultados presentados en este artículo demuestran el comportamiento termo-hidráulico estable de los confinamientos propuestos, así como su actuación eficiente en la retención de material radiactivo. La mayor parte de la masa entrante queda atrapada por sedimentación en las propias estructuras del confinamiento y sólo una fracción (habitualmente menor

del 20%) alcanza los compartimentos de filtración. La disposición en serie de sistemas filtrantes húmedo y seco conduciría a las menores emisiones radiactivas al exterior, siempre bajo las hipótesis adoptadas en los análisis realizados.

Sin menoscabo de lo dicho en el párrafo anterior, ha de entenderse que este estudio forma parte de un análisis global de seguridad del confinamiento llevado a cabo por PBMR. Estos resultados son, por tanto, elementos de una obra de mucha mayor envergadura cuyas conclusiones se hallan fuera del alcance de este artículo. Asimismo, la ausencia de consideración química alguna en el estudio del comportamiento de los productos de fisión y los aerosoles en el confinamiento, sólo permitiría hacer consideraciones parciales al respecto.

Por último, el encuadre realizado de la tecnología HTGR y de la investigación en marcha o venidera, permite afirmar que existen aún temas abiertos a investigación y desarrollo, muchos de ellos con una fuerte componente tecnológica. En particular, dentro del campo de la seguridad, la extensión de las bases de datos existentes y el desarrollo y me-

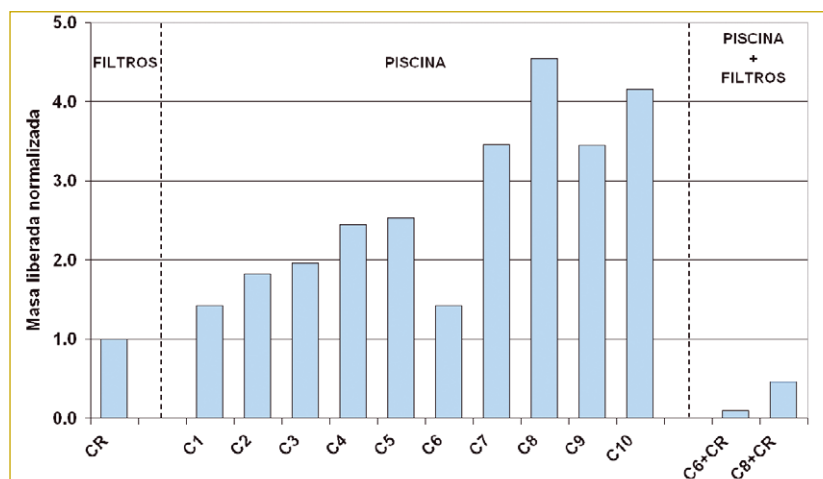


Figure 6. Masa liberada al exterior para diversas configuraciones de confinamiento.

jora de herramientas analíticas apropiadas, han motivado la proposición de proyectos internacionales de gran dimensión.

AGRADECIMIENTOS

Nuestro agradecimiento a Alastair Ramlakan, cuya intervención ha sido decisiva en la colaboración con PBMR, por su contribución en las discusiones y planteamientos de este trabajo.

REFERENCIAS

- Ball S.J., Fisher S.E., Basu S., "Next generation nuclear plant: Phenomena Identification Ranking Table (PIRT)", NUREG/CR-6944, Vol. 1, March 2008.
- Bouchard J., "The global view", Proceedings of the GIF Symposium, Paris (France) 9-10 September 2009.
- Daniels F., "Small gas-cycle reactor offers economic promise", Nuclearonics, 14, 3, 34-41, 1956.
- EC-DGR, "The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A vision report", EUR 22842, 2007.
- Fontanet J., Herranz L.E., Ramlakan A., Naicker L., "Modelling of HTR confinement behaviour during accidents involving breach of the helium pressure boundary", Science and Technology of Nuclear Installations 2009, ID 687634, 11 pages, 2009.
- Fu X., Liang T., Tang Y., Xu Z., Tang C., "Preparation of UO₂ kernel for HTR-10 fuel element", Nuclear Science and Technology, 41, 9, 943-948, 2004.
- Guntay S., "PSI project on HTR graphite dust generation and transport: objectives and introduction of the experimental program", Presentation in la reunion introductoria del proyecto, Villigen (Suiza), Nov. 26-27 2009.
- Herranz L.E., Fontanet J., "Safety approach and accident analysis of high temperature gas cooled reactors", Nuclear España, 31-38, Nov. 2007.
- Hittner, D. et al (2006), "RAPHAEL: A European Project for the development of HTR/VHTR technology for industrial process heat supply and cogeneration", Third International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, 1-4 October 2006, Johannesburg (South Africa) 1-4 October, 2006.
- Hittner D., E. Bogusch, D. Besson, D. Buckthorpe, V. Chauvet, M. Fütterer, A. van Heek, S. Lansiaart, W.

- von Lensa, M. Phelip, J. Pirson, D. Verrier, "The (European) HTR Technology Network (HTR-TN) and the development of HTR technology in Europe", International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Nice (France), May 13-18, 2007.
- IAEA, "Current status and future development of modular high temperature gas cooled reactor technology", IAEA-TECDOC-1198, Feb. 2001.
 - IAEA, "Considerations in the development of safety requirements for innovative reactors: Application to modular high temperature gas cooled reactors", IAEA-TECDOC-1366, August 2003.
 - Ion S., Nicholls D., Matzie R., Matzner D., "Pebble Bed Modular Reactor: The first generation IV reactor to be constructed", World Nuclear Association Annual Symposium, London (UK), Sept. 3-5th 2003.
 - IAEA, "Proposal of OECD/NEA HEP/LOFC Project: HTGR reactor performance during loss-of-forced cooling with HTTR", Presentación en el 45a reunion del CSNI, Paris (Francia), Junio 10-11, 2009.
 - Kanzleiter T., Poss G., Fischer K., Funke F., Langrock G., Schwarz S., Weber G., Allelain H-J., Schwinges B., "Recent and planned experimental activities in the ThAI test facility", EUROSAFE, Berlin (Alemania), Nov. 5-6 2007.
 - Li H., Huang X., Zhang L., "A simplified mathematical dynamic model of the HTR-10 high temperature gas-cooled reactor with control system design purposes", Annals of Nuclear Energy, 35, 1642-1651, 2008.
 - Lohnert G., "The Chinese High Temperature Reactor HTR-10, The First Inherently Safe Generation IV Nuclear Power System", 218, 263, 2002.
 - Lohnert G., "Japan's HTTR", 233, 407 pages, 2004.
 - Methnani M., "High Temperature Gas-Cooled Reactors: Design Features, Potential and Challenges", International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Reno, USA, June 4-8, 2006.
 - Murata K.K., "Code manual for CONTAIN 2.0: A containment code for nuclear containment analysis", NUREG/CR-6533, SAND97/1735, 1997.
 - Nakagawa S., Takamatsu K., Tachibana Y., Sakaba N., Iyoku T., "Safety demonstration tests using high temperature engineering test reactor", Nuclear Engineering and Design 233, 301-308, 2004.
 - Sato H., Kubo S., Sakaba N., Ohashi H., Tachibana Y., Kunitomi K., "Development of an evaluation method for the HTTR-IS nuclear hydrogen production system", Annals of Nuclear Energy 36, 956-965, 2009.
 - Sedov A., "Development of HTGR technologies in Russia: Experience, activities, plans", Presentación realizada en PSI-Villigen, Nov. 27, 2009.
 - Shiozawa S., Fujikawa S., Iyoku T., Kunitomi K., Tachibana Y., "Overview of HTTR design features", Nuclear Engineering and Design 233, 11-21, 2004.
 - Van Dorsseleare J-P., Schwinges B., "Overview of the integral code ESTEC V1.3", IRSN Technical Note DPAM/ASTEC 2006-362, 2006.
 - Xu Y., Hu S., Li F., Yu S., "High temperature reactor development in China", Progress in Nuclear Energy, 47, 260-270, 2005.
 - Zhu S., Luo S., Shi L., "A network-based system of simulation, control and online assistance for HTR-10", Annals of Nuclear Energy 35, 1360-1369, 2008. ■



CONVOCATORIA PARA ASIGNACIÓN DE BECAS PARA ESTUDIOS POSTGRADO EN ESPECIALIZACIÓN NUCLEAR

La SNE convoca un concurso para la asignación de **5 becas de 3.000 €** cada una destinadas a alumnos que cumplan los requisitos abajo mencionados, para destinar a la matrícula en másteres y/o cursos de postgrado en ciencia y tecnología nuclear.

REQUISITOS QUE DEBEN CUMPLIR LOS SOLICITANTES

Estar en posesión de un título de grado que les habilite para cursar estudios de postgrado en ciencia y tecnología nuclear.

MÉRITOS A VALORAR

- Expediente académico.
- Trabajos y proyectos fin de carrera, tesinas y tesis doctorales realizados por el solicitante en el ámbito de la ciencia y tecnología nuclear.
- Informe sobre las aptitudes del solicitante emitido por algún departamento universitario relacionado con el ámbito nuclear en el que haya colaborado o esté colaborando en la actualidad.

FALLO DEL CONCURSO

La selección de los candidatos será llevada a cabo por un jurado formado por miembros de la Comisión Técnica de la SNE. El fallo se producirá dentro de la primera quincena de septiembre y será remitido por correo electrónico a los candidatos y publicado en la página web de la SNE: www.sne.es.

PAGO DE LAS BECAS

Las becas adjudicadas serán satisfechas en dos pagos por transferencia bancaria: (1) a la presentación de los documentos acreditativos de la matriculación en el máster o curso de postgrado (1.800 €) y (2) a la presentación de la certificación correspondiente del impartidor al completar el periodo objeto de matriculación (1.200 €). En ningún caso el importe abonado superará el de la matrícula.

MÁSTERES Y CURSOS POSTGRADO OBJETO DE LA BECA

Las becas objeto de este concurso irán destinadas a sufragar los gastos de matrícula en alguno de los másteres o cursos de postgrado que se imparten en España y en cuyo programa figure de forma relevante formación en ciencia y tecnología nuclear.

PRESENTACIÓN DE DOCUMENTACIÓN

Las solicitudes deberán presentarse en las oficinas de la SNE:
C/ Campoamor 17, 1ª Planta, 28004 Madrid

o bien remitirlas mediante correo electrónico (sne.1974@sne.es) adjuntando, en cualquier caso, la información y/o documentación siguiente:

- Máster o curso de postgrado para el que se presenta la solicitud de beca indicando si ya se ha realizado la solicitud de plaza, se ha inscrito o matriculado en el mismo.
- Plan de estudios del máster o curso (duración, temario,...) y si el solicitante cursará la totalidad del mismo o lo hará de forma parcial.
- *Currículum vitae* conteniendo el expediente académico y situación laboral del aspirante.
- Los estudios específicos y trabajos realizados en el área nuclear y.
- En su caso, un informe de presentación de un departamento universitario relacionado con el área nuclear.

La presentación de la documentación en la SNE se realizará antes del 23 de julio de 2010.