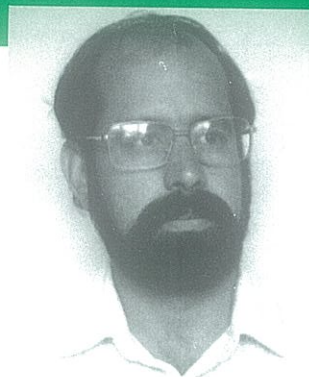




Alberto ESTEBAN DUQUE es Licenciado en Ciencias Químicas (Especialidad Industrial) por la Universidad Complutense de Madrid.

Ingresa en la Junta de Energía Nuclear, actual CIEMAT, en 1968, donde ha realizado numerosos trabajos de investigación y proyectos de ingeniería química en el ciclo del combustible, hidráulica de reactores y seguridad nuclear.

Actualmente es investigador en el Programa de Residuos, donde está trabajando en un proyecto de tratamiento y acondicionamiento de grafito radiactivo, financiado por la comisión de las Comunidades Europeas.



Armando URIARTE HUEDA es Doctor en Química Industrial por la Universidad Complutense. Durante 35 años se ha dedicado a la investigación en la Junta de Energía Nuclear, hoy CIEMAT, y en el Oak Ridge National Laboratory (EE.UU.). Ha investigado en casi todas las etapas del ciclo del combustible nuclear, principalmente en recuperación y purificación de uranio, reelaboración y tratamiento de residuos radiactivos. Actualmente es Director del Programa de Residuos del CIEMAT, miembro del Comité sobre Gestión de Residuos Radiactivos de la Comunidad Europea y miembro del Comité de Residuos Radiactivos de la OCDE.

El Grupo de Trabajo n.º 7 de "Residuos y Descontaminación" de la Comisión Técnica de la SNE ha solicitado a los autores que elaboren este artículo, como parte de la labor de divulgación de las experiencias que se llevan a cabo, en el tratamiento de este tipo de residuos.

EL GRAFITO EN LA CLAUSURA DE LOS REACTORES NUCLEARES

A. ESTEBAN - A. URIARTE

Desde la década de los sesenta en que se inició la clausura o parada definitiva de los primeros reactores nucleares, el número de éstos fuera de servicio ha ido en aumento progresivamente. Suponiendo una vida media operativa de 25 años por reactor, casi 300 reactores estarán fuera de servicio para el año 2010, según un estudio de la OCDE. La importancia de esta cifra hace pensar que el desmantelamiento de los reactores nucleares será, en un futuro próximo, una actividad con gran repercusión económica que llevará consigo una gran componente de tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.

Los motivos que inducen a la parada definitiva de una central nuclear derivan, o de su envejecimiento, que hace anti-económica o técnicamente insegura su explotación, o de haberse cumplido los fines para los cuales se construyó. En este último caso se encuentran los reactores de la primera generación, los experimentales y los de demostración, que se construyeron en la primera etapa del desarrollo de la energía nuclear.

Algunos países de la Comunidad Económica Europea, como Francia y el Reino Unido optaron, en un principio, por la construcción de reactores de uranio natural moderados por grafito y refrigerados por gas. La URSS también construyó inicialmente reactores de este tipo,

pero refrigerados por agua. En la actualidad los reactores existentes en la Comunidad que cuentan con grafito entre sus componentes son los UNGG de tecnología francesa, los Magnox y AGR de tecnología inglesa y algún experimental que utiliza grafito fundamentalmente como reflector. España cuenta con el reactor de potencia Vandellós I, de tecnología francesa, y el experimental tipo piscina JEN-1, de tecnología norteamericana, ambos en situación de parada definitiva.

Casi todos los países con reactores nucleares tienen alguno de ellos en situación de parada definitiva, por lo que han implantado programas de I+D sobre técnicas o procesos de descontaminación y desmantelamiento de los diferentes materiales radiactivos que componen un reactor nuclear. En concreto, la Comunidad Económica Europea, dentro de su Programa Marco de I+D, lleva varios años subvencionando un programa de clausura de instalaciones nucleares, donde está dedicado un apartado al tratamiento y acondicionamiento de grafito radiactivo con vistas a su almacenamiento definitivo.

En este documento se hace un estudio de los diferentes reactores que utilizan grafito y su situación actual, se analizan las características del grafito radiactivo y las diferentes posibilidades para su tratamiento, acondicionamiento y almace-

namiento definitivo como residuo radiactivo. Finalmente se describe el proyecto de I+D que está llevando a cabo el CIEMAT, en colaboración con la Universidad de Alicante, dentro del Programa Marco Comunitario de I+D.

EL GRAFITO EN LOS REACTORES NUCLEARES

El grafito se utiliza en los reactores nucleares fundamentalmente como moderador y como reflector de neutrones, lo que hace que se encuentre formando parte del núcleo del reactor y sometido a un flujo neutrónico intenso que activa al carbono que lo forma y a las impurezas que pueda contener.

TIPOS DE REACTORES CON GRAFITO

La mayor parte del grafito radiactivo existente en el mundo procede, fundamentalmente, de cuatro tipos de reactores (tabla I). Los UNGG franceses y los Magnox ingleses son conceptualmente iguales. En ambos, el núcleo está formado por un apilamiento de bloques de grafito que hace de moderador y reflector. Los AGR ingleses no difieren apreciablemente de los anteriores; sin embargo, su flujo neutrónico es más alto, lo que hace que la activación del grafito sea superior. Los HTGR son reactores con la particularidad de que su flujo neutrónico es más alto que los anteriores. Los LWGR, limitados prácticamente a la URSS, se caracterizan porque están refrigerados por agua.

REACTORES CON GRAFITO EN EL MUNDO

Existen en el mundo unos 80 reactores de potencia, equivalentes a unos 30.000 MWe, que tienen grafito en cantidades importantes entre sus componentes. Francia tiene un total de 9 reactores, 5 de los cuales están parados y 4 en funcionamiento. El Reino Unido 42, de los cuales 27 son Magnox y 15 AGR. La URSS tiene un total de 25, equivalentes a unos 17.000 MWe, de los que 4 están en situación de parada definitiva. El resto están distribuidos entre Italia, España, Japón, EE.UU. y Alemania.

En cuanto a los reactores experimentales son numerosos los que utilizan grafito como reflector y en menor número los que lo utilizan como moderador o como columna térmica. No obstante, la cantidad de grafito que existe en ellos, con respecto a los de potencia, es muy inferior.

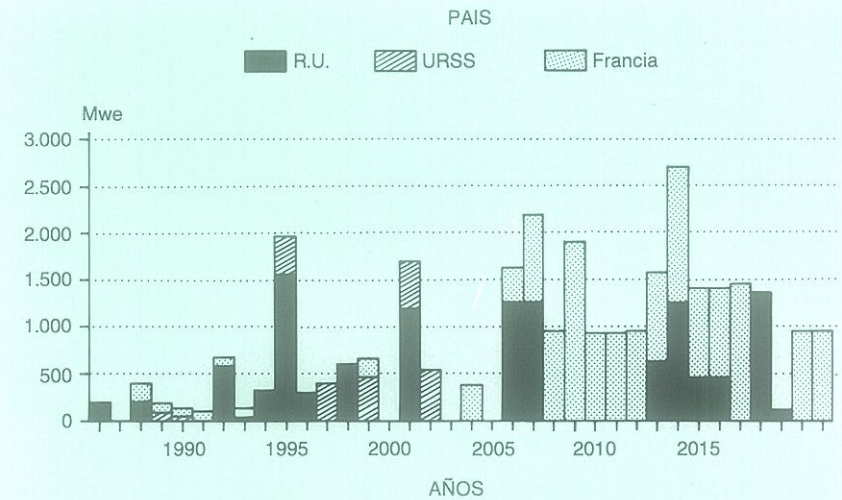
INVENTARIO DE GRAFITO RADIATIVO

Los reactores de grafito con uranio natural y refrigerados por gas corres-

T I

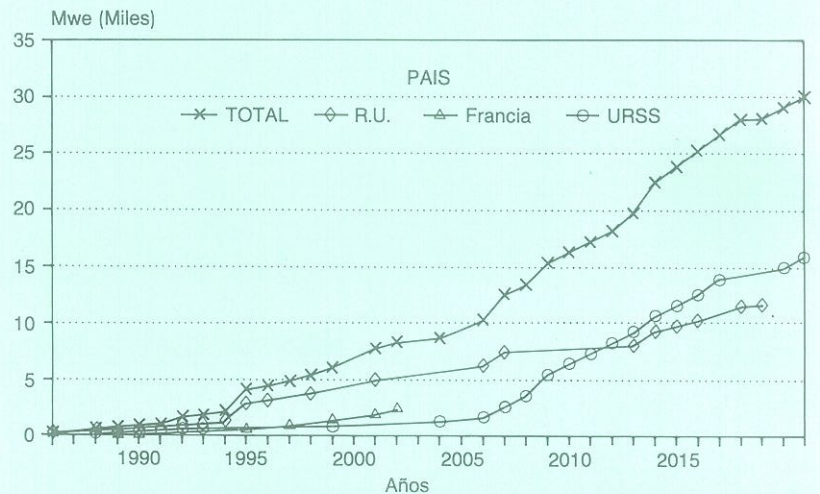
REACTORES MODERADOS CON GRAFITO

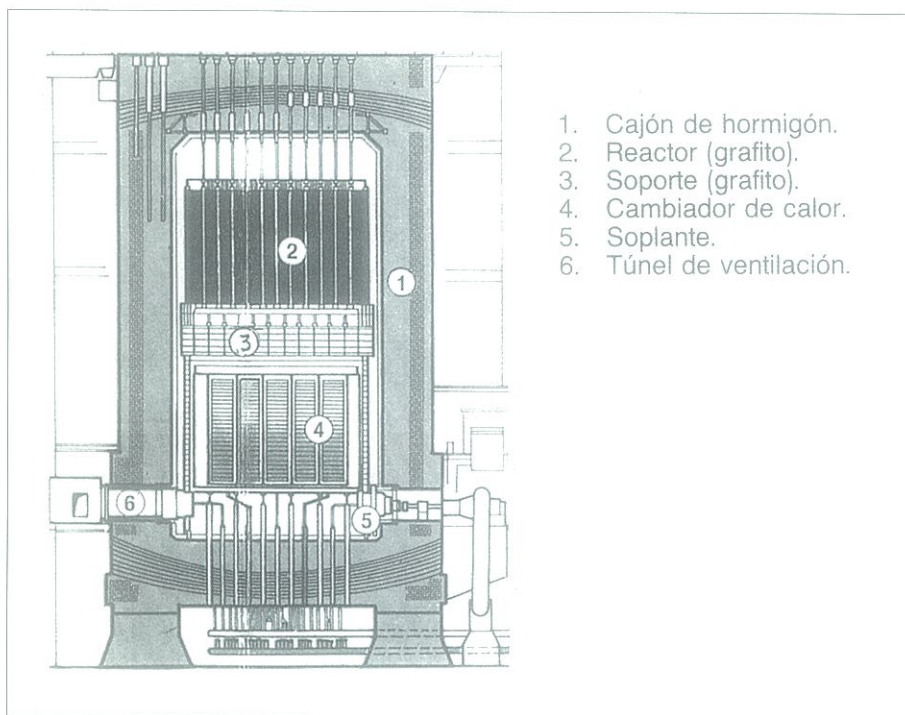
Tipo	Combustible	Refrigerante	País
UNGC	Uranio natural	CO ₂	Francia
MAGNOX	Uranio natural	CO ₂	Reino Unido
AGR	Uranio enriquecido	CO ₂	Reino Unido
HTGR	Uranio enriquecido	Helio	EE.UU.- RFA
LWGR	Uranio enriquecido	Agua	URSS



F I Reactores con grafito. Fecha prevista de parada definitiva. Vida media operativa 30 años.

F II Reactores con grafito. Potencia acumulada. Vida media operativa 30 años.





1. Cajón de hormigón.
2. Reactor (grafito).
3. Soporte (grafito).
4. Cambiador de calor.
5. Soplane.
6. Túnel de ventilación.

FIII Reactor Vandellós I.

ponden a la primera generación de reactores, por lo que es lógico pensar que gran parte de ellos tengan su vida media de funcionamiento a punto de concluir. En la actualidad existen en el mundo unos 15 reactores en situación de parada definitiva o en proceso de clausura, de los cuales 11 corresponden a la Comunidad Económica Europea.

En la figura I se representa el número de reactores con grafito, expresado en potencia instalada, que es previsible serán parados definitivamente a lo largo del tiempo, suponiendo una vida media operativa de 30 años. En la figura II se representa la potencia acumulada que será necesario desmantelar.

En cuanto al grafito existente en los reactores se estima que en la Comunidad Europea hay unas 60.000 Tm. de las que 50.000 corresponden al Reino Unido. La URSS, de acuerdo con su potencia instalada, puede tener unas 17.000 Tm. en total.

EL GRAFITO RADIATIVO EN ESPAÑA

La central nuclear de Vandellós I pertenece a la familia de centrales nucleares que utilizan uranio natural como combustible, grafito como moderador y anhídrido carbónico como fluido refrigerante. El núcleo del reactor, el circuito principal del anhídrido carbónico y los cambiadores de calor están dentro de un cajón o vasija de hormigón pretensado (figura III). El grafito se encuentra en el núcleo y en una placa que separa aquel

de los cambiadores de calor y cuya misión es actuar como blindaje neutrónico y reflector.

El núcleo está constituido por un apilamiento de prismas exagonales de grafito atravesados por canales verticales destinados a albergar los elementos combustibles, los elementos falsos y las barras de control. El apilamiento hace de moderador y de reflector, diferenciándose este último por estar en la periferia y por no contener elementos combustibles. El apilamiento tiene aproximadamente la forma de un cilindro vertical de 10,2 m. de altura y unos 15,6 m. de diámetro, con un peso de alrededor de 2.680 Tm. El conjunto está formado por 35.432 bloques prismáticos exagonales de 124 mm. de lado y diferentes alturas. De éstos, 3.256 tienen un orificio longitudinal, de 137 mm. de diámetro, para alojar los elementos combustibles y las barras de control, siendo el resto macizos.

La placa de separación, formada también por bloques prismáticos exagonales como los anteriores, tiene un peso aproximado de 650 Tm.

Las camisas de grafito del combustible, que están alojadas en los huecos del moderador, son piezas tubulares con diámetros de 112 y 137 mm. y longitud de 600 mm. La cantidad existente, al formar parte del combustible, es función del número de elementos combustibles irradiados producidos durante la vida operativa de la central y puede ser alrededor de 186.000.

En cuanto al reactor JEN-1, el grafito se encuentra como reflector alrededor del

núcleo y en la columna térmica, en ambos casos está formado por barras prismáticas cuadradas de 70 mm. de lado y de varias longitudes.

CARACTERÍSTICAS DEL GRAFITO NUCLEAR RADIATIVO

El grafito es un sólido con buenas propiedades mecánicas y bastante inerte. El utilizado en los reactores nucleares es amorfo, formado por microcristales con un contenido muy bajo en impurezas (tabla II).

En el cristal de grafito, los átomos de carbono forman capas ordenadas en hojas de exágonos regulares. Las capas están unidas por fuerzas de van der Waals, formando la estructura una gigantesca molécula bidimensional. Hay que destacar que el grafito es un sólido

T II

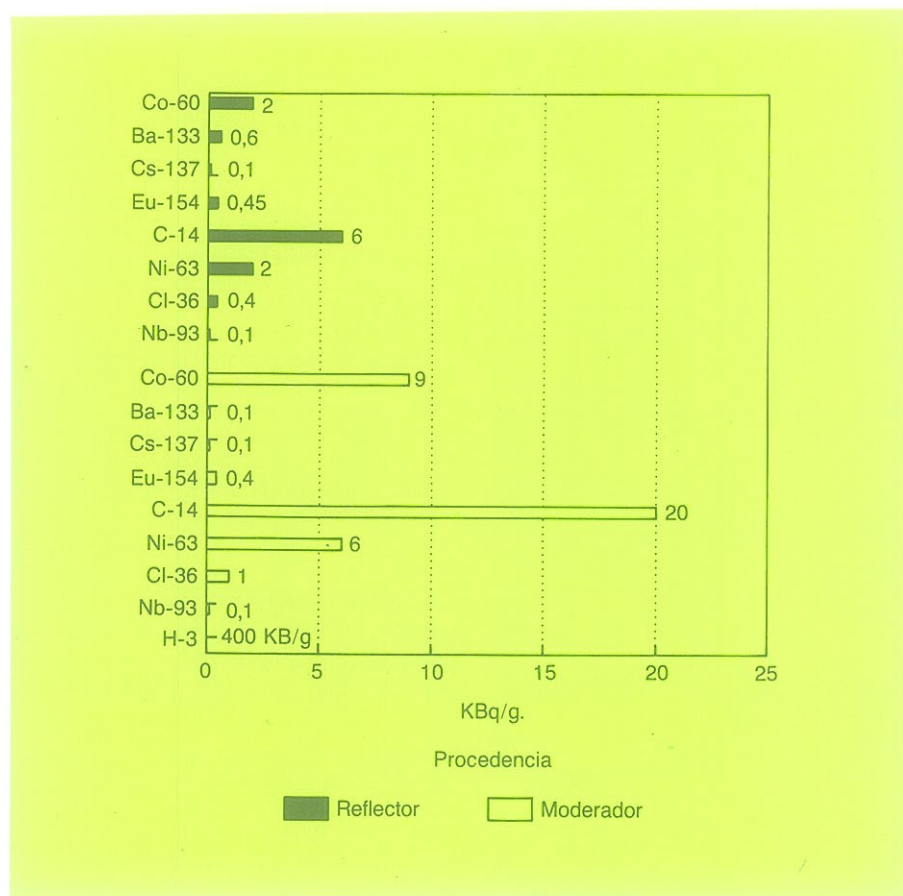
IMPUREZAS DEL GRAFITO NO IRRADIADO

Elemento Químico	Reactor MAGNOX ppm	Reactor AGR ppm
Li	0,05	0,05
Be	0,02	0,02
B	0,1	0,5
N	10	10
Na	1,0	4,0
Mg	0,1	0,4
Al	1,0	4,0
Si	35	35
S	50	60
Cl	2,0	4,0
Ca	35	25
Ti	3	0,7
V	12	0,4
Cr	0,35	0,4
Mn	0,04	0,25
Fe	10	28
Co	0,02	0,70
Ni	1,0	6,0
Zn	0,13	1,0
Sr	0,4	0,4
Mo	0,1	2,5
Ag	0,001	0,001
Cd	0,04	0,07
In	0,05	0,06
Sn	0,05	1,0
Ba	1,5	0,5
Sm	0,04	0,05
Eu	0,004	0,005
Gd	0,005	0,01
Dy	0,008	0,006
W	0,12	0,15
Pb	0,12	0,8
Bi	0,08	0,05

con una cierta porosidad que en el radiactivo estará modificada por la rotura de enlaces de carbono debido a la radiación.

Como propiedades químicas, que pueden tener cierta importancia en el tratamiento del grafito, se puede destacar su reacción con el vapor de agua para formar CO , CO_2 , CH_4 y H_2 . Por lo que respecta a una posible incineración hay que tener en cuenta que forma varias reacciones con el oxígeno, produciendo CO y CO_2 . Todas estas reacciones son exotérmicas por encima de 1.000°C .

Otro tipo de propiedades importantes son las relacionadas con su estructura cristalina en capas, siendo numerosos los elementos y sustancias que se pueden introducir entre ellas formando los llamados compuestos de intercalación, por lo que, posiblemente, las impurezas del grafito no estén adheridas a la superficie por meras fuerzas de tipo físico sino que, en algunos casos, nos encontremos con verdaderos compuestos químicos. Como reacciones de este tipo cabe destacar que los agentes oxidantes enérgicos, como el ácido nítrico o el clorato potásico, producen hinchamiento del grafito separando las capas de la estructura. El ataque con oxidantes en presencia de ácidos fuertes produce las llamadas sales de grafito que son estables en presencia de ácidos concentrados. Estas propiedades, producidas



F IV Grafito radiactivo. Enfriamiento 10 años.

T III

PRODUCTOS DE ACTIVACION DEL GRAFITO RADIATIVO (Reactor MAGNOX)

Radionucleido	Bq/g.
H-3	$5,2 \cdot 10^4$
Be-10	$3,1 \cdot 10$
C-14	$3,7 \cdot 10^4$
Cl-36	$4,1 \cdot 10^2$
Ca-41	$3,1 \cdot 10^2$
Mn-54	0,1
Fe-55	$6,4 \cdot 10^3$
Ni-59	$4,0 \cdot 10$
Co-60	$1,2 \cdot 10^4$
Ni-63	$5,6 \cdot 10^3$
Zn-65	0,1
Mo-93	0,4
Nb-93m	0,2
Tc-99	0,1
Ag-108m	9,9
Cd-113m	4,3
Sn-121m	$1,9 \cdot 10$
Ba-133	$2,4 \cdot 10^2$
Eu-152	$9,4 \cdot 10$
Eu-154	$2,2 \cdot 10^3$
Eu-155	$6,9 \cdot 10^2$

por estos compuestos y otros análogos, pueden ser utilizadas para lograr el desmoronamiento químico del grafito con objeto de reducir su volumen.

Los radionucleidos presentes en el grafito radiactivo y sus concentraciones dependerán de su contenido en impurezas y del flujo neutrónico al que haya estado sometido, por tanto, serán función del tipo de reactor y de su ubicación dentro del mismo. Según un cálculo realizado en el Reino Unido, mediante el código FISPIN, se obtuvieron los resultados reflejados en la tabla III. Se supuso 40 años de operación, un factor de carga del 70%, un tiempo de decaimiento de 10 años y una concentración de impurezas reflejada en la tabla II. Como se puede apreciar, los radionucleidos más representativos son C-14 y Co-60. En análisis realizados en Francia, con muestras del reactor G2 de Marcoule, se detectó la presencia de los radionucleidos indicados en la figura IV.

Tanto franceses como ingleses coinciden en que el C-14 y el Co-60 son los más importantes en cuanto a la radiactividad del grafito. Sin embargo, no coinciden en los valores de radiactividad total ni en la atribuida al H-3. Es de destacar la concentración radiactiva de este último (400 kBq/g) en el caso francés.

Teniendo en cuenta la energía de su radiación, su concentración y su vida media, en un principio la actividad del grafito viene determinada por el Co-60 mientras que a más largo plazo (10 años) viene determinada por el C-14. Lo anterior condiciona que el desmantelamiento del grafito radiactivo de una central nuclear no se deba realizar, como mínimo, antes de 10 años después de su parada definitiva.

TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DEL GRAFITO RADIATIVO

Los requerimientos para el almacenamiento definitivo de cualquier residuo radiactivo dependen de su contenido en radionucleidos y de la posible lixiviación de éstos, que viene condicionada por las características químicas y estructurales del residuo acondicionado.

La radiactividad del grafito y su superficie untuosa hacen que sea necesario darle un recubrimiento para evitar la lixiviación de sus radionucleidos durante su almacenamiento definitivo, que está previsto se hará en instalaciones superficiales

para residuos de baja y media radiactividad. Para este tipo de almacenamiento, se ha estudiado el recubrimiento del grafito con resinas epoxy y con bitumen. Los resultados indican que la impregnación hace disminuir la lixiviación de Cs-137 y Co-60 en un factor de 1.000. Los mejores resultados se consiguieron con resinas epoxy. Cabe también la posibilidad de incorporar el grafito radiactivo dentro de una matriz de cemento u hormigón. El inconveniente de esta última posibilidad es que se produce un gran aumento de volumen.

La incineración, como sistema de tratamiento, presenta la ventaja de producir una gran reducción de volumen, con los inconvenientes de emitir a la atmósfera C-14 y H-3, de requerir una molienda previa del grafito para facilitar su combustión y de tener que acondicionar y almacenar las cenizas producidas. Por cada 10 Tm. de grafito incinerado se pueden producir 520 kg. de cenizas incorporadas en cemento y una emisión a la atmósfera de 260.000 m³ de gases conteniendo H-3 y C-14 fundamentalmente.

Teniendo en cuenta que muchas de las piezas de grafito, existentes por ejemplo en el reactor de Vandellós I, son huecas, un tratamiento previo por compactación podría reducir grandemente su volumen, antes de su acondicionamiento. Cabe también la posibilidad de reducir el volumen de las piezas de grafito por desmoronamiento de las mismas por vía húmeda. Esto se podría realizar introduciendo, entre las capas de la estructura del grafito, ciertas moléculas o átomos de gran tamaño que actuarían en forma de cuña resquebrajando las piezas. Este tratamiento, previo al acondicionamiento, permitiría una gran reducción de volumen sin producción de polvo radiactivo. Esta posibilidad no ha sido todavía estudiada experimentalmente.

Teniendo en cuenta las características del grafito español y las posibilidades para su almacenamiento definitivo, el CIEMAT, en colaboración con la Universidad de Alicante, está realizando un proyecto de investigación para el acondicionamiento de grafito radiactivo que, teniendo en cuenta los trabajos realizados hasta la fecha, contempla algunos aspectos que hasta ahora no se han considerado.

El proyecto tiene dos partes principales:

- Estudio de la descontaminación del grafito por extracción, con agentes químicos, de los radionucleidos presentes en su estructura.
- Estudio de un proceso de recubrimiento metálico por deposición iónica.

Este proyecto está subvencionado por la Comisión de las Comunidades Europeas dentro del Programa Marco Comunitario de Investigación y Desarrollo.

En la primera parte se estudiará el mecanismo de extracción del tritio, posiblemente el radionucleido más problemático en un almacenamiento superficial, y la extracción o fijación, con agentes químicos, de otros radionucleidos para evitar su posterior lixiviación en el almacenamiento definitivo. Es posible que la estructura del grafito en capas tenga una gran influencia en la retención de algunos radionucleidos, lo que podría permitir un tratamiento selectivo.

En la segunda parte del proyecto se estudiará el recubrimiento del grafito con una capa metálica, utilizando técnicas de reducción autocatalítica. La fijación del metal, mediante enlaces químicos, a la estructura del grafito puede, al mismo tiempo que recubre, fijar los radionucleidos existentes.

ALMACENAMIENTO DEFINITIVO DEL GRAFITO RADIATIVO Y SU IMPACTO RADIOLOGICO

Dentro del Programa Marco Comunitario de I+D se han realizado diversos estudios sobre el almacenamiento definitivo del grafito radiactivo y su impacto radiológico, considerando diferentes tratamientos y emplazamientos. Las diferentes opciones estudiadas han sido:

- Evacuación en el fondo del mar, previa incorporación del grafito radiactivo en una matriz de cemento u hormigón.
- Almacenamiento en una formación geológica profunda, con acondicionamiento previo del grafito.
- Almacenamiento en una instalación superficial, previa impregnación del grafito con resinas o bitumen.
- Incineración del grafito y almacenamiento de las cenizas producidas, previamente acondicionadas, en cualquiera de las opciones de evacuación anteriores.

Los estudios realizados han ido encaminados a calcular las dosis individuales y colectivas sin tener en cuenta la probabilidad de alcanzarlas. Se ha considerado, como término fuente, un grafito radiactivo con 10 años de decaimiento y se han tenido en cuenta las recomendaciones del ICRP.

De los resultados obtenidos se deduce que todas las opciones estudiadas producen cargas radiológicas que no superan los límites recomendados internacionalmente. Por tanto, se puede afirmar, en sentido general, que la adopción de cualquiera de las opciones estudiadas depende fundamentalmente de factores de tipo económico y político, aunque se debe tener en cuenta que el impacto radiológico en la atmósfera, producido por el proceso de incineración, es de

efecto inmediato debido al H-3 y al C-14. Los estudios realizados se han basado fundamentalmente en el impacto radiológico producido por el C-14, radionucleido de larga vida, pero por lo que respecta al H-3 estos estudios son incompletos. Se está considerando la posibilidad de eliminar el H-3 presente en el grafito radiactivo antes de su acondicionamiento y almacenamiento radiactivo. En este sentido está encaminado el proyecto de I+D que está realizando el CIEMAT dentro del Programa Marco Comunitario de investigación y desarrollo tecnológico.

En resumen, con vistas a realizar el desmantelamiento y almacenamiento definitivo del grafito radiactivo de los reactores nucleares, conviene tener en cuenta las siguientes consideraciones:

- Tiempo de decaimiento o enfriamiento no inferior a 10 años.
- Caracterización del contenido radiactivo del grafito a desmantelar que será función de su contenido inicial en impurezas, de su emplazamiento en el propio reactor y de la historia operativa de éste.
- Eliminar, a ser posible, el H-3 presente en el grafito radiactivo antes de su acondicionamiento y almacenamiento definitivo.
- Reducir, si es posible, el volumen del grafito radiactivo antes de su acondicionamiento.
- Recubrir o impregnar, por un medio adecuado, el grafito radiactivo antes de su almacenamiento definitivo, para reducir la lixiviación de los radionucleidos presentes.
- Cualquier forma de almacenamiento definitivo, de las consideradas internacionalmente, puede ser adecuada para la evacuación del grafito radiactivo previamente acondicionado.

REFERENCIAS

1. *Decommissioning of Nuclear Facilities. Feasibility, Needs and Costs*, OCDE-AEN. París, 1986.
2. *Nuclear News*. February 1981 and 1989.
3. *Le programme électronucléaire français au 1.º Janvier 1989*. Notes d'information CEA. Número 2.
4. *Assessment of management modes for graphite from reactor decommissioning*. J. R. Costes. EUR-11715.
5. *Centrales nucleares españolas 1989*. Revista SNE, mayo 1990.
6. *Conditioning and disposal of radioactive graphite bricks from reactor decommissioning*. J. R. Costes. EUR-11715.
7. *Development of sampling and assay methods for Windscale advanced cooled reactor radwaste*. Brightman FG. UKAEA, Conf. CE 1987.



HELGESON SCIENTIFIC SERVICES, S. A.

HELGESON SCIENTIFIC SERVICES, desde su fundación en 1959 por George L. Helgeson, es pionera y líder en sistemas para la medición de contaminación interna, fijando estándares mundiales aceptados con sus equipos DIYS y QUICKY. Su sede central, ubicada en California, dispone de múltiples delegaciones en todo el mundo, siendo su oficina en Madrid la cabeza para Europa. HELGESON tiene instalados equipos de medida en todo tipo de centrales, laboratorios, universidades, hospitales, etc., tanto sistemas estándar como instalaciones "a medida", según las necesidades del cliente. Un objetivo básico de HELGESON es el servicio técnico, dándose prioridad absoluta a este área, lo que ha hecho que empresas tan prestigiosas como ENGELHARD (denominada anteriormente HARSHAW), la cual dedica el 100% de su esfuerzo a la dosimetría externa, siendo la más importante en desarrollo y fabricación de dosímetros TLD, cristales de centelleo, etc., a nivel mundial, hayan depositado en HELGESON-ESPAÑA su representación, con carácter de EXCLUSIVIDAD, para el mercado español. HELGESON asimismo tiene la comercialización y asistencia técnica de diversas entidades americanas. Las empresas representadas por HELGESON en España son todas, sin excepción, compañías dedicadas, desde hace más de 10 años, a la fabricación de todo tipo de sistemas de medida y control de radiaciones ionizantes. Por su experiencia en el sector y su amplia infraestructura de servicio, HELGESON es una empresa merecedora de su total confianza para el equipamiento de sus instalaciones.

DISEÑO, SUMINISTRO Y MANTENIMIENTO A SU SERVICIO

- DOSIMETRIA INTERNA
- DOSIMETRIA EN GENERAL
- ANALIZADORES Y MONITORES DE CONTAMINACION
- TRATAMIENTOS QUIMICOS DESCONTAMINACION
- MODELOS CUERPO HUMANO
- EQUIPOS ESPECIALES COMUNICACION
- ISOTOPOS RADIATIVOS
- INGENIERIA E INFORMATICA

DISTRIBUCION Y SERVICIO TECNICO OFICIAL DE:



HELGESON S. S.



NUCLEAR RESEARCH
CORPORATION



HARSHAW CHEMIE BV



RADIOL-CHEMICAL
TECHNOLOGY



HUMANOID SYSTEMS



LAVADORAS
EN SECO



ISOTOPE PROD. LABORATORIES

SPECTREX
CORPORATION



EARMARK

EBERLINE
DOSITEC
LUDLUM
CHEMCEK INSTRUMENTS INC.

HELGESON SCIENTIFIC SERVICES, S. A.

DELEGACIONES EN TODA EUROPA

San Alfonso, 19 (Fortuna). 28917 MADRID.

Tels. (91) 611 72 14 - 706 71 69. Fax (91) 611 72 53.