

Gestión de los radionucleidos procedentes de efluentes gaseosos, de plantas de reelaboración

por Y.V. Zabaluev

INTRODUCCION

En septiembre de 1976 el OIEA organizó una reunión de un Comité técnico sobre la separación, almacenamiento y evacuación de radionucleidos gaseosos que proceden de efluentes atmosféricos. La reunión pasó revista a la tecnología y prácticas actuales de control de las emisiones gaseosas resultantes de las actividades de reelaboración del combustible, publicándose más adelante un informe, IAEA-209. El Comité advirtió la necesidad de cooperación en la esfera de la gestión de los desechos gaseosos y recomendó que se estudiaran a fondo la tecnología y técnicas existentes de separación y almacenamiento de todos los isótopos de período largo, prestando especial atención al yodo, los gases nobles y el tritio.

A fin de dar cumplimiento a esta recomendación, el OIEA ha celebrado reuniones de expertos encargados de examinar los problemas en cuestión. Este artículo se basa principalmente en los resultados y conclusiones de esas deliberaciones.

PRODUCCION DE RADIONUCLEIDOS Y SU DESCARGA EN EL MEDIO AMBIENTE

En la reelaboración del combustible nuclear irradiado, la práctica seguida actualmente es verter en el medio ambiente casi todo el criptón-85, carbono-14 y tritio, así como una fracción del yodo-129, productos de fisión contenidos en el combustible. Con el desarrollo de los programas nucleoelectrónicos, aumentará la cantidad global de estos nucleidos de período largo. Se ha estimado que la producción anual de estos tres nucleidos, criptón-85, tritio y yodo-129, será el año 2000 de 500×10^6 , 75×10^6 y 6000 Ci , respectivamente, y que, si su vertido continúa, las cantidades acumuladas serán en dicho año de 5500×10^6 , 400×10^6 y $40\,000 \text{ Ci}$, respectivamente. En estas condiciones, el vertido de radionucleidos gaseosos de período largo puede constituir una fuente considerable y persistente de radiactividad.

En el ciclo del combustible nuclear, las plantas de reelaboración son la principal causa de las emisiones de criptón-85 y yodo-129. El carbono-14 y el tritio pueden ser emitidos en cantidades apreciables tanto por los reactores como por las plantas de reelaboración.

El método de emisión y dilución (más evacuación) seguido actualmente con el tritio, el criptón-85 y el carbono-14 origina una exposición de los miembros de la población que es una pequeña fracción de la variación de la radiación natural de fondo, claramente inferior a los límites prescritos por las normas de protección radiológica aceptadas internacionalmente.

El criptón-85 (período de 10,76 años) es un producto directo de fisión. Aunque una pequeña fracción (menos del 1%) se desprende por rotura de las vainas de los elementos combustibles

El Sr. Zabaluev trabaja en la Sección de Gestión de Desechos de la División de Seguridad Nuclear y Protección del Medio Ambiente del OIEA.

Cuadro 1. Ritmos de producción por fisión en el combustible (Ci/GW(e)a)

Referencia	Yodo-129					Criptón-85					Tritio				
	LWR	HTGR	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^(b)	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^(b)	FBR	AGR	HWR
Comisión de las Comunidades Europeas ^(a)	1,2	1,0	1,0	0,95	1,4	3,3×10 ⁵	2,7×10 ⁵	2,1×10 ⁵	2,6×10 ⁵	3,8×10 ⁵	2,1×10 ⁴	1,75×10 ⁴	2,5×10 ⁴	1,7×10 ⁴	2,4×10 ⁴
Estados Unidos de América	1,2	1,0	0,8	—	—	3,3×10 ⁵	5,8×10 ⁵	1,6×10 ⁵	—	—	2,4×10 ⁴	~1,7×10 ⁴ ^(c)	2,4×10 ⁴ ^(d)	—	—
Francia	1	—	1,25	—	—	4×10 ⁵	—	1,2×10 ⁵	—	—	1,7×10 ⁴	—	2,7×10 ⁴	—	—

a) Cifras deducidas de los rendimientos de reactor y de los valores Ci/GW(t)a citados por KELLY et al (véase la bibliografía).

b) Los valores indicados para el ⁸⁵Kr dependen de los distintos ciclos del combustible adoptados.

c) En ANL-8102 (véase la bibliografía) se da un valor de 2,06×10⁴ para la fisión y la activación neutrónica en el combustible (²³⁵U) y los componentes del núcleo.

d) En ANL-8102 (véase la bibliografía) se da un valor de 2,4 ×10⁴.

Abreviaturas

- LWR — Reactor de agua ligera
- HTGR — Reactor de alta temperatura refrigerado por gas
- FBR — Reactor reproductor rápido
- AGR — Reactor avanzado refrigerado por gas
- HWR — Reactor de agua pesada

durante la irradiación, más del 99% del mismo permanece en dichos elementos hasta que son troceados y disueltos durante la reelaboración. Entonces pasa por entero al sistema de gases residuales. Se emiten unos 330 000 Ci de criptón-85 por gigavatio eléctrico-año (GW(e)a) generado, en el caso de combustibles de reactores de agua ligera (LWR), y 580 000 Ci/GW(e)a, en el de los combustibles de reactores de alta temperatura refrigerados por gas (HTGR). La diferencia entre las emisiones se debe a las distintas cantidades de criptón-85 producido por la fisión del uranio-235 y del uranio-233 utilizados respectivamente en estos dos tipos de reactores. Para los reactores reproductores rápidos refrigerados por metal líquido (LMFBR), se estima una emisión de radiactividad comprendida entre $1,2$ y $2,1 \times 10^5$ Ci/GW(e) a aproximadamente. Hasta la fecha, prácticamente todo el criptón-85 procedente de la reelaboración del combustible se ha vertido en la atmósfera.

Todo el yodo-129 (período de $1,7 \times 10^7$ años) es un producto de fisión directa y es retenido casi enteramente en el combustible hasta su disolución. La tasa de formación es aproximadamente 1,0 Ci/GW(e)a para todos los tipos de reactores (Cuadro 1). Al disolverse el combustible, más del 98% del yodo pasa al sistema de gases residuales y se suelen tomar medidas para separarlo de dichos gases a fin de limitar las emisiones de yodo-131.

El tritio (período de 12,3 años) se forma en los combustibles nucleares principalmente por fisión ternaria, a un ritmo de 200 000 a 400 000 Ci/GW(e)a (Cuadro 1). También se origina por activación neutrónica de una serie de elementos ligeros presentes como impurezas o como componentes del combustible, refrigerante, moderador, vainas y otros materiales nucleares.

En las plantas de reelaboración, todo el tritio contenido en los combustibles de óxido con vaina de circonio se desprende en las fases de troceado y disolución de los elementos combustibles. Del 1 al 2% pasa al sistema de gases residuales en forma de molécula de hidrógeno-tritio (HT) y es vertido con los efluentes gaseosos. La mayor parte del tritio restante se vierte con los efluentes acuosos, o bien estos efluentes son evaporados y el vapor se vierte a la atmósfera por chimeneas altas. Al disolverse el combustible, solo suele desprenderse una pequeña fracción del tritio atrapado en las vainas de zircaloy empleadas en los LWR y HWR.

En el caso de los elementos combustibles de los HTGR, del 50 al 90% del tritio presente suele pasar al sistema de gases residuales durante las operaciones de quemado del grafito y trituración del combustible previas a la disolución de este último.

El carbono-14 (período de 5 730 años) se forma durante el funcionamiento del reactor por activación neutrónica del carbono, nitrógeno y oxígeno presentes como componentes o como impurezas del combustible, moderador, refrigerante, vainas y elementos estructurales del reactor.

Según algunos cálculos efectuados para el carbono-14, las cantidades de éste desprendidas del combustible en las plantas de reelaboración serán de 10–50, 35–200 y 2–18 Ci/GW(e)a, respectivamente, en el caso de los LWR, HTGR y FBR.

La mayoría de los países ha fijado límites para el vertido de radioisótopos gaseosos, en conformidad con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección contra las Radiaciones (CIPR). Estos límites varían de un lugar a otro según la naturaleza supuesta del efluente y del medio ambiente al que se efectúan las descargas. Además, dependen a menudo de consideraciones tales como la importancia que se atribuye a niveles muy bajos de exposición a las radiaciones.

Cuadro 2. Comparación de los procesos de separación del criptón-85 en las instalaciones nucleares

Proceso	Estado de desarrollo	Ventajas	Inconvenientes
Destilación criogénica	Desarrollado y utilizado en escala apreciable; unidades situadas en reactores en la planta de reelaboración DOE y en la planta de reelaboración japonesa	<ul style="list-style-type: none"> — Gastos de instalación moderados — Separa el criptón del xenón — Sólida base tecnológica — Alta fiabilidad posible 	<ul style="list-style-type: none"> — Riesgo de explosión del ozono — Importante tratamiento previo del gas
Absorción por fluorocarburo	Desarrollado y ensayado en una planta piloto no radiactiva	<ul style="list-style-type: none"> — Refrigeración poco costosa — Disolventes poco costosos — Bajos riesgos de explosión — Escaso tratamiento previo del gas 	<ul style="list-style-type: none"> — Fuerte presión (300–400 lib/pulg²) — Grandes riesgos de escape — No separa el cripton del xenón — Riesgos de corrosión — Emisiones de fluorocarburo
Adsorción por carbón vegetal (a temperatura ambiente o baja)	Desarrollado y utilizado en escala apreciable	<ul style="list-style-type: none"> — Funcionamiento sencillo — Sólida base técnica — Alta fiabilidad — Lechos poco voluminosos para el proceso a baja temperatura 	<ul style="list-style-type: none"> — Riesgo de incendio y de explosión — No separa el criptón del xenón — Refrigeración costosa para el proceso a baja temperatura
Filtración selectiva (membranas)	Experimentos en laboratorio	<ul style="list-style-type: none"> — Funcionamiento a temperatura ambiente 	<ul style="list-style-type: none"> — Elevados gastos de instalación — Fuertes presiones — Sensibilidad desconocida de las membranas

METODOS DE SEPARACION DE RADIONUCLEIDOS DE LOS EFLUENTES GASEOSOS DE LAS PLANTAS DE REELABORACION

Separación del criptón-85

Se ha propuesto una serie de procesos de separación del criptón-85, en particular la destilación criogénica, la absorción por fluorocarburo, la adsorción, la difusión y el empleo de membranas selectivas. En el Cuadro 2 se comparan los diversos procesos y se indica brevemente su estado de desarrollo. Cualquiera de estas técnicas puede probablemente adaptarse a la separación del criptón-85 en las plantas de reelaboración del combustible de los LWR o HTGR.

La mayoría de los países son partidarios de los procesos criogénicos por tratarse de una tecnología bien conocida utilizada en la industria de licuefacción del aire. Se adapta fácilmente a la separación industrial del criptón-85, pero necesita algunos perfeccionamientos para responder a las condiciones y problemas especiales de la industria nuclear.

La experiencia de las plantas industriales de separación del aire de muestra que, en presencia del oxígeno, bastan algunas partes por millón de óxidos de nitrógeno para que sea posible una explosión. Por tanto, hay que prestar especial atención a este riesgo agravado por la radiolisis. Igualmente, los hidrocarburos (en particular el metano) que existen en pequeñas cantidades en los efluentes de un convertidor catalítico de hidrocarburos pueden causar explosiones destructivas en presencia de oxígeno. Para evitar esta posibilidad, hay que extraer al máximo los óxidos de nitrógeno y los hidrocarburos e impedir la formación de ozono.

A fin de evitar la congelación y la obstrucción del sistema, se deben separar previamente otros contaminantes tales como el yodo, el anhídrido carbónico y el agua. Puede utilizarse este mismo proceso de separación, si es necesario, para atrapar el carbono-14.

Los procesos de absorción por vía líquida son igualmente técnicas químicas bien conocidas. Se contemplan diversos solutos para separar los gases nobles de los gases residuales. Se está desarrollando un procedimiento a base de freón.

Estas técnicas presentan la ventaja de su elevada tolerancia a las impurezas presentes en la mezcla de gases de entrada. No obstante, hay que subrayar que requieren operaciones suplementarias para separar del criptón el xenón (más abundante), pues ambos son absorbidos por el solvente.

Para esta aplicación se han estudiado también procesos basados en la adsorción por carbón vegetal, el filtrado a través de membranas selectivas y la difusión gaseosa, pero se encuentran todavía en la etapa de laboratorio.

Separación del yodo radiactivo

Se están desarrollando varias técnicas de separación del yodo para responder a necesidades y criterios diferentes, por ejemplo, la eficacia de separación de compuestos yodados, facilidad de mantenimiento, gestión de desechos, compatibilidad con los componentes anteriores y posteriores, empleados en el tratamiento de los gases residuales, gastos de instalación y de explotación. En las corrientes de gases residuales en que se requiera una gran eficacia de separación del yodo radiactivo, se supone que se necesitarán posiblemente un sistema de separación primario y otro secundario. En algunos casos, los componentes de esos dos sistemas podrían ser los mismos.

Hay dos métodos para extraer el yodo radiactivo de los gases residuales: el lavado con líquidos y la sorción con materiales sólidos.

En algunas plantas de reelaboración se recurre al lavado con agentes cáusticos en el tratamiento de los gases residuales para extraer el yodo por medio de disolventes. Suelen recomendarse columnas compactadas para obtener buenos tiempos de contacto. Se recomienda igualmente utilizar una solución de potasa cáustica en lugar de una de sosa cáustica porque con esta última la baja solubilidad del producto de reacción puede provocar la obstrucción de las columnas y de los conductos de descarga. Para mejorar la eficacia de separación pueden añadirse reductores tales como el tiosulfato sódico, pero en este caso es posible que se planteen problemas de funcionamiento debido al riesgo de formación radiolítica de azufre libre capaz igualmente de provocar obstrucciones.

La extracción del yodo por lavado con agentes cáusticos está limitada por la eficacia relativamente baja de separación de los compuestos orgánicos yodados. El factor global de descontaminación suele ser muy inferior a 100. Otra desventaja es el volumen relativamente grande de desechos producidos.

Para el lavado con una solución ácida de nitrato de mercurio puede utilizarse una columna compactada en la que se recircula dicha solución. El nitrato de mercurio en el ácido nítrico reacciona con el yodo formando yoduro de mercurio (HgI_2) que puede disolverse en la solución de lavado formando iones complejos tales como $(HgI_3)^-$ y $(HgI_4)^{2-}$.

A fin de obtener factores más altos de descontaminación en el caso de los compuestos orgánicos del yodo, la concentración del ácido nítrico, que actúa como un fuerte agente oxidante, debe ser de 8 a 12 M, mientras que la del mercurio estará comprendida entre 0,2 y 0,4 M. Es posible alcanzar factores de descontaminación próximos a 100 con un sistema de lavado de este tipo bien concebido. Pero también en este caso la eficacia del lavado con nitrato de mercurio/ácido nítrico está limitada por el contenido en los gases residuales de compuestos orgánicos superiores del yodo y por la velocidad de separación del yodo radiactivo de la solución recirculada.

Está en desarrollo una técnica de lavado con ácido nítrico concentrado (proceso Iodox) a fin de aplicarla en la reelaboración del combustible de los FBR. Entraña el empleo de ácido nítrico hiperazeotrópico, en concentración de 20 a 22 M, como solución de lavado en columnas con casquete de burbujeo. Permite extraer el yodo elemental y orgánico con una eficacia superior al 99,99% (factor de descontaminación de 10 000), si el equipo se utiliza cuidadosamente. La concentración del ácido no debe ser inferior a 20 M ni se debe superar la solubilidad del producto yodado HI_3O_8 . Las principales desventajas de esta técnica de lavado con ácido nítrico concentrado son la complejidad de diseño, las posibles dificultades derivadas de la naturaleza altamente corrosiva de la solución de lavado, los riesgos de explosión de dicha solución y los elevados gastos de instalación y de explotación.

En varios países se han preparado materiales amorfos de ácido silícico impregnados de plata para separar el yodo radiactivo de los gases residuales de las plantas de reelaboración. Estos materiales han demostrado su eficacia en la separación del yodo elemental y orgánico, siempre que los gases residuales se calienten a unos 150°C. El principal inconveniente de esta técnica es el costo relativamente elevado de la plata.

Se ha investigado el empleo de varias ceolitas con intercambio de metales para separar el yodo radiactivo, pero esta técnica se encuentra actualmente en la etapa de desarrollo.

Se han elaborado técnicas de precipitación del yodo para obtener este elemento en forma concentrada apta para su acondicionamiento definitivo (matriz vítrea o metálica).

Separación del tritio

Para separar el tritio de los combustibles en forma de óxidos se están desarrollando tres técnicas principales:

- Volatilización y recogida del tritio del combustible troceado antes de la disolución,
- Enriquecimiento isotópico y recogida del tritio de los efluentes líquidos,
- Reciclado acuoso con separación y solidificación de una pequeña corriente lateral.

Actualmente ninguna de estas técnicas está lo suficiente avanzada para su aplicación práctica.

El proceso de "Voloxidación" se basa en la transformación del UO_2 en U_3O_8 por oxidación a fin de romper la red cristalina y dar salida a los gases ocluidos en ella. Se espera obtener una eficacia de separación del tritio superior a 90% por este procedimiento, en el que el combustible es sometido a temperaturas de 450 a 500°C durante varias horas (4 a 6) en un horno rotativo. El gas desprendido se hace pasar a través de un convertidor catalítico para tener la seguridad de que todo el tritio se convierte en HTO antes de separarlo en forma de agua embebida en absorbentes sólidos. Una fracción importante del tritio que queda en los elementos combustibles de los LWR se encuentra ligada probablemente en las vainas de Zircaloy y permanece en ellas durante la disolución del combustible. Este procedimiento no se presta probablemente para los combustibles de ThO_2 ya no existe ningún óxido superior de torio. Es posible igualmente que sea difícil tratar los combustibles metálicos de esta manera, pues tal vez no se consiga controlar la generación de calor durante la oxidación.

Se están estudiando varios procesos de enriquecimiento isotópico para separar el tritio del agua residual que actualmente se vierte o se evapora.

En los Estados Unidos se están investigando técnicas de intercambio catalítico análogas a la utilizada actualmente para extraer el tritio del moderador de agua pesada del reactor Celestin de Marcoule (Francia). Se está evaluando un catalizador hidrófobo preparado en los Laboratorios Nucleares de Chalk River (Canadá) que favorece la reacción de intercambio químico entre el agua líquida y el hidrógeno (o el tritio) gaseoso por contacto directo. Este enfoque debería reducir al mínimo los problemas de desactivación del catalizador y simplificar el diseño del reactor (y reducir su costo). El procedimiento se encuentra en las primeras etapas de desarrollo y habrá que resolver una serie de problemas antes de que pueda pensarse en su utilización práctica en las plantas de reelaboración. Se está considerando también la posibilidad de destilar agua o hidrógeno para el enriquecimiento del tritio. En los Estados Unidos se investiga igualmente el enriquecimiento isotópico por electrolisis reversible.

Se ha prestado considerable atención al reciclado total del agua y el ácido nítrico como medio para contener el tritio en las plantas de reelaboración, pero las conclusiones alcanzadas suelen ser siempre las mismas: serían necesarios muchos y costosos trabajos de desarrollo en planta piloto para demostrar la viabilidad de este método.

TECNICAS DE ALMACENAMIENTO DE LOS RADIONUCLEIDOS

Almacenamiento del criptón-85

El gas separado debe ser encapsulado para su almacenamiento y transporte. El método más sencillo consiste en utilizar contenedores a presión. Se trata de una tecnología ya bien experimentada con los gases no radiactivos; sin embargo, como no se pueden descartar los riesgos de fuga, se ha propuesto utilizar absorbentes a fin de reducir la presión dentro del contenedor para que la salida del contenido sea lenta en caso de fuga. Es posible reducir la presión a casi cero incorporando el criptón en una matriz metálica.

Probablemente se podrían almacenar botellas llenas de criptón-85 a presión durante varios meses o años en la planta de reelaboración antes de enviarlas al lugar de evacuación definitiva. Es evidente que cuanto más largo sea este período de almacenamiento provisional

menor será la actividad durante la manipulación y expedición, debido al decrecimiento radiactivo.

Como el criptón-85 tiene un período de 10,76 años, las formas concentradas del mismo han de aislarse del medio ambiente por un período de 150 a 200 años. Durante este tiempo debería ser factible almacenar las botellas de acero a presión en instalaciones especialmente acondicionadas. Estas instalaciones deberían disponer de medios para eliminar sin riesgos el calor de desintegración y detectar las fugas de los contenedores, así como de una envoltura de contención para limitar el escape accidental del criptón al medio ambiente.

Algunos países están estudiando otros métodos de eliminación del criptón-85. Por ejemplo, en los Estados Unidos y la Unión Soviética se estudia la inyección en formaciones subterráneas porosas ya sea en forma de gas o de solución en agua o cemento. Igualmente se ha propuesto la inmersión en mares profundos de botellas de acero a presión especialmente construidas. Pero este método exige nuevas investigaciones y requeriría la aprobación internacional.

Almacenamiento del yodo-129

Las diversas técnicas en estudio para extraer el yodo originan la formación de materiales que requieren un tratamiento complementario o almacenamiento. En resumen, estos materiales son:

- precipitados de yodo a partir de líquidos de lavado;
- tamices moleculares de planta y otros absorbentes sólidos;
- filtros de carbón vegetal impregnados con varios agentes compensadores.

El período sumamente largo del yodo-129 y su gran movilidad en el agua hacen que la evacuación permanente de este desecho sea muy difícil. Ninguna forma química ni ningún recipiente definitivo es probable que lo retenga durante una parte apreciable de los más de 100 millones de años necesarios para que su radiactividad decaiga considerablemente.

El almacenamiento provisional y el transporte del yodo-129 deberían originar pocas dificultades ya que su radiación externa es muy débil.

Como seguramente se necesitará cierto tiempo para tomar una decisión respecto al almacenamiento y evacuación a largo plazo del yodo-129 en condiciones de seguridad, sería razonable organizar un almacenamiento provisional, de 100 a 200 años, que permitiese recuperarlo. Se han propuesto varias técnicas de evacuación del yodo-129; ninguna de ellas es aplicable actualmente pero se espera que lo sean más adelante. Se trata de la transmutación y de la evacuación extraterrestre.

Almacenamiento del tritio

Las aguas residuales que contienen una cantidad considerable de tritio pueden almacenarse en contenedores herméticos antes de la evacuación. Cuando la concentración del tritio es baja, pueden evacuarse sin riesgos en pozos profundos en ciertas zonas y en condiciones técnicas que impidan la contaminación de los acuíferos de agua dulce. Cuando el tritio se presenta más concentrado, en fase gaseosa o líquida, debe inmovilizarse en un material sólido duradero, apto para su almacenamiento prolongado en una formación geológica o en un emplazamiento especialmente acondicionado.

Las aguas residuales que contienen tritio poco concentrado pueden descargarse probablemente sin ningún riesgo en el océano.

El almacenamiento de agua con una elevada concentración de tritio requiere precauciones especiales debido a la eventual formación por radiolisis de cantidades explosivas de

hidrógeno (HT). Para superar esta dificultad, el tanque de agua tritiada suele estar dotado de un sistema de ventilación forzada formado por elementos especiales tales como bombas de circulación, calentadores, calentadores regeneradores e intercambiadores de calor refrigerados por agua.

El almacenamiento de los desechos tritiados concentrados requerirá medidas distintas de las aplicables a las formas más diluidas. Puede ser admisible la evacuación en formaciones geológicas o en emplazamientos especialmente acondicionados, pero en ambos casos debe garantizarse la inmovilización y contención rigurosa del tritio. La técnica más interesante de almacenamiento de este tipo de desechos es la fijación en hormigón combinada con una contención o fijación secundaria segura en un material compuesto de hormigón y polímero, que ha sido recientemente objeto de demostración en los Estados Unidos.

Almacenamiento del carbono-14

No parece necesario, en el futuro inmediato, recoger y almacenar los compuestos que contienen carbono-14. De todas formas, parece aceptable el almacenamiento de este radioisótopo en formaciones geológicas. Es probable que las formaciones de carbonato de calcio sean las más aptas para tal fin.

CONCLUSIONES

Actualmente las plantas de reelaboración siguen la práctica de verter en el medio ambiente la mayor parte de los radionucleidos gaseosos. Es de prever que, conforme los programas nucleares adquieren mayor desarrollo y madurez, tal proceder dejará de ser aceptable.

Existen métodos para separar estos radionucleidos de los vertidos gaseosos, y se podrán aplicar a las actuales plantas de reelaboración, lo que requeriría trabajos de desarrollo más o menos amplios. Se han propuesto nuevas técnicas más prometedoras, pero muchas de ellas exigirían extensos trabajos de desarrollo.

Los métodos de almacenamiento de los radionucleidos separados se basarán en las prácticas normalizadas ya corrientes en la industria o en variantes de las mismas. En la mayor parte de los casos la evacuación se efectuará probablemente en formaciones geológicas, previéndose diferentes métodos de inhibición o fijación para los distintos nucleidos.

Bibliografía

1. ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Removal, Storage and Disposal of Gaseous Radionuclides from Airborne Effluents, IAEA-209, OIEA, Viena (1978).
2. KELLY, G.N., et al., The Predicted Radiation Exposure of the Population of the European Community Resulting from Discharges of Krypton-85, Tritium, Carbon-14 and Iodine-129 from the Nuclear Power Industry to the Year 2000, Documento V/2676/75, Comisión de las Comunidades Europeas, Luxemburgo (septiembre de 1975).
3. PENCE, D.T., STAPLES, P.A., "Solid Adsorbents for Collection and Storage of Iodine-129 from Reprocessing Plants", Actas de la 13ª Air Cleaning Conference, 12 de agosto de 1974, San Francisco, Calif. (1974) 758-64.
4. NAJUTIN, I.E., et al., "Removal of Radioiodine from Gases", Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos (Actas de la 4ª Conf. Int., Ginebra, 6 a 12 de septiembre de 1971) Vol. 11, NU, N.Y., y OIEA, Viena (1972), 399-413.
5. COMISION DE LAS COMUNIDADES EUROPEAS, Actas del Seminario sobre "Radioactive Effluents from Nuclear Fuel Reprocessing Plants, Documento V/2266/78, Comisión de las Comunidades Europeas, Luxemburgo (noviembre de 1977).
6. TREVORROW, L.E., et al., Tritium and Noble-Gas Fission Products in the Nuclear Fuel Cycle, ANL-8102, Argonne National Laboratory (octubre de 1974).