

Posibilidad de evacuación definitiva y sin riesgos del combustible nuclear agotado

por L.B. Nilsson y T. Papp

ANTECEDENTES

Durante un primer período de la era nuclear reinaba la opinión general de que el combustible nuclear agotado debía ser reelaborado, con lo que el uranio restante en el combustible serviría para la generación de energía. Igualmente, al plutonio separado del combustible agotado se le asignó un valor como combustible para los reactores reproductores. Varios factores concomitantes han llevado a una opinión más matizada, y hoy una opción seriamente considerada es tratar el combustible agotado como un desecho. En el plano internacional no existe unanimidad en cuanto a cuál de las dos soluciones es preferible: la reelaboración y evacuación definitiva de los desechos resultantes o la evacuación directa del combustible agotado. La elección depende de la respuesta a las siguientes cuestiones:

- ¿Cuáles son los riesgos militares, políticos y sanitarios resultantes de la separación del plutonio puro?
- ¿Qué posibilidades ofrece la tecnología de los reproductores?
- ¿Cuál es la evolución previsible de los costos de reelaboración y del precio del uranio natural?
- ¿Qué posibilidades técnicas y financieras presenta el almacenamiento definitivo y sin riesgos del combustible nuclear agotado?

En el siguiente artículo solo se tratará este último punto.

COMPARACION DE LAS OPCIONES

Los requisitos básicos del almacenamiento definitivo de desechos de reelaboración de alta actividad, por una parte, y del combustible agotado, por otra, difieren sobre todo debido al mucho mayor contenido de radionucleidos pesados de largo período en este último. De especial importancia son el neptunio-237, el plutonio-239 y 240, el americio-241 y 243, y los productos de desintegración radio-226 y americio-229.

Las Figuras 1 y 2 presentan en términos generales la variación en el tiempo de un "índice de riesgos" para los dos tipos de desechos. Las curvas se basan en el combustible de un reactor de agua ligera con un grado de quemado de 33 000 megavatios - días/tonelada de uranio (MWd(t)/tU), una densidad de potencia de 34,4 MW(t)/tU y un enriquecimiento de 3,1% en uranio-235. Igualmente, la tasa de generación de calor disminuye más lentamente en el combustible agotado que en los desechos de reelaboración, como se indica en la Figura 3.

Es evidente que la evacuación sin riesgos del combustible agotado exige medidas más importantes que la de los desechos de reelaboración de alta actividad.

El Sr. Nilsson es Director del Proyecto (Proyecto KBS); el Sr. Papp es Jefe del Programa de Análisis de Seguridad del Proyecto.

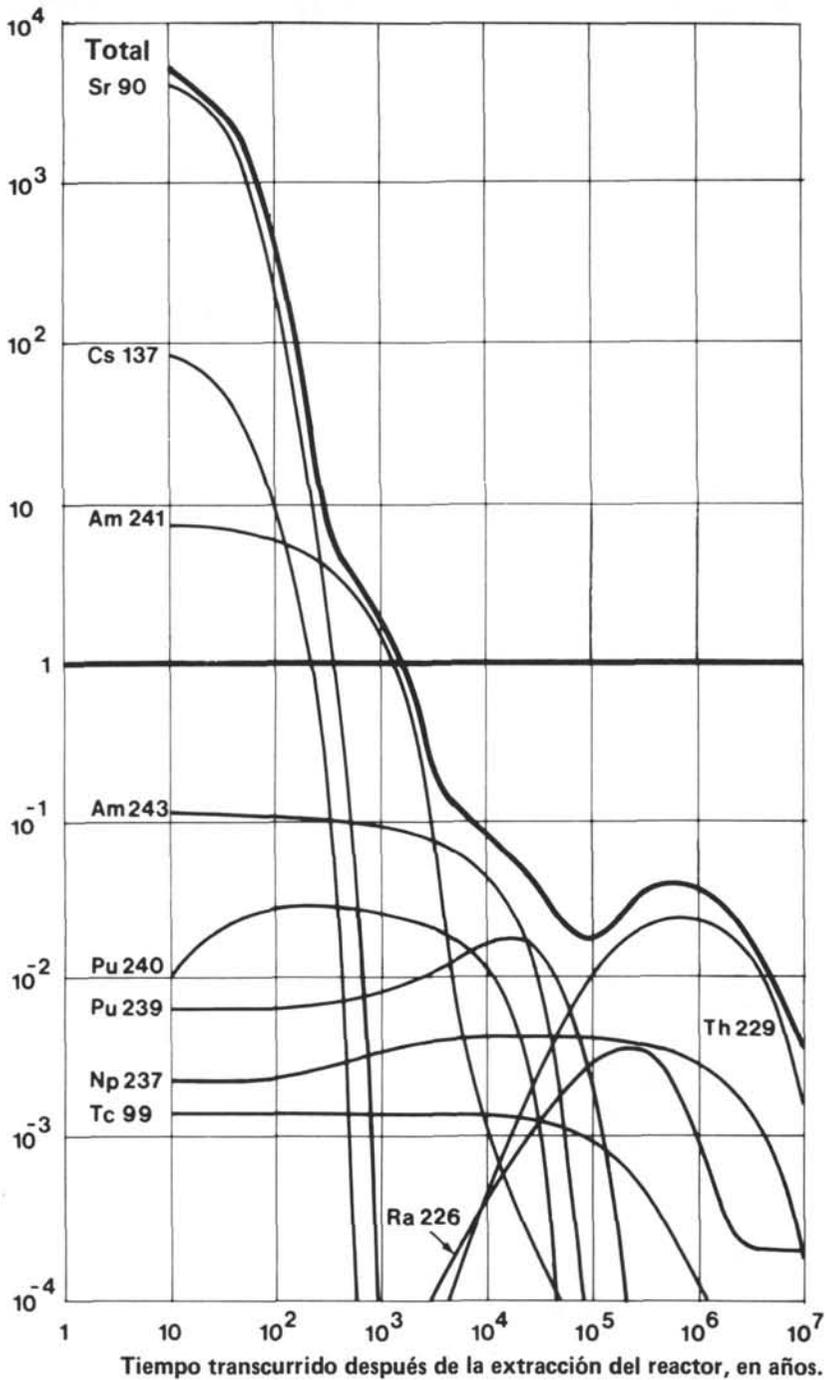


Figura 1. Índice de riesgos potenciales para diferentes nucleidos contenidos en desechos de alta actividad procedentes de 1 tonelada de combustible agotado.

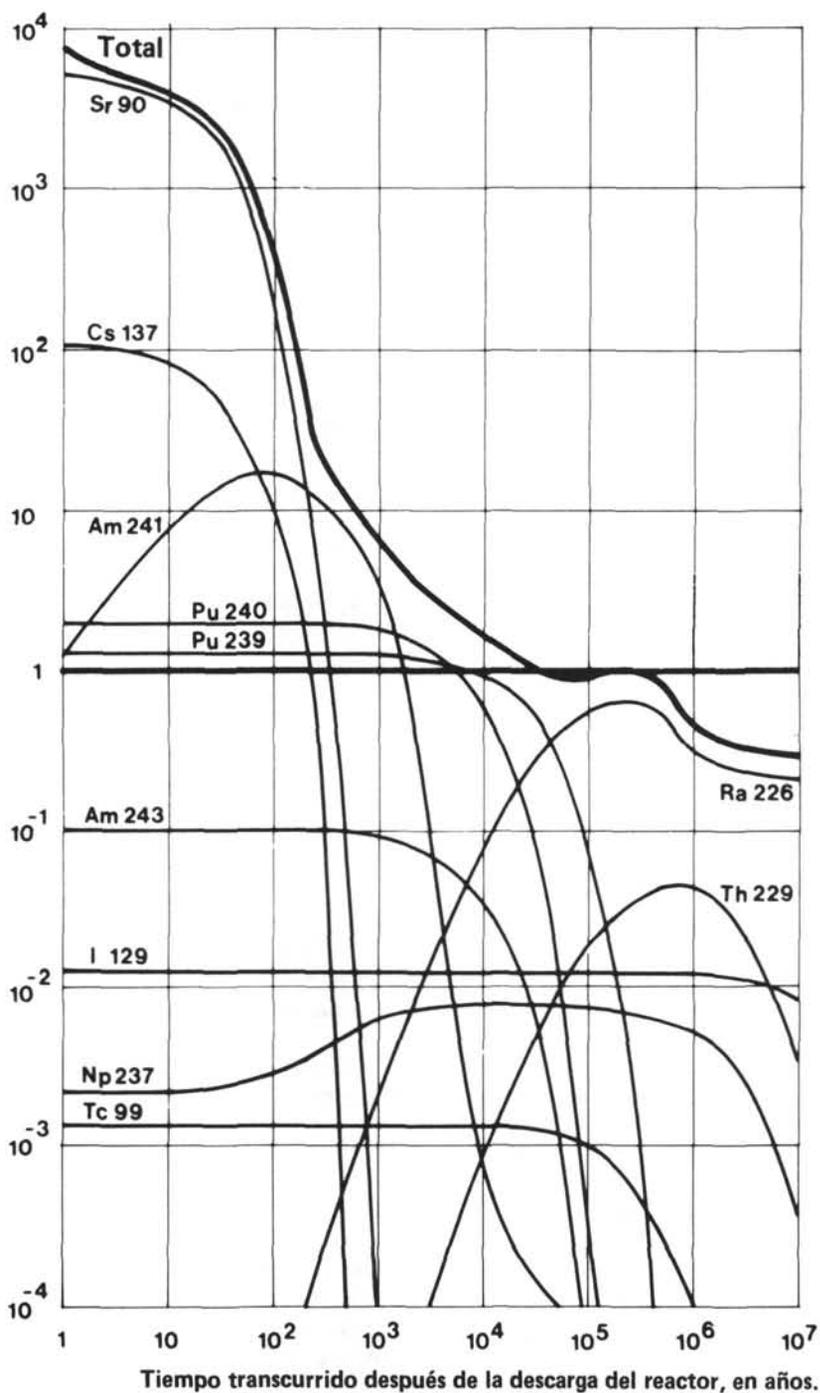


Figura 2. Índice de riesgos potenciales para diferentes nucleidos contenidos en 1 tonelada de combustible agotado.

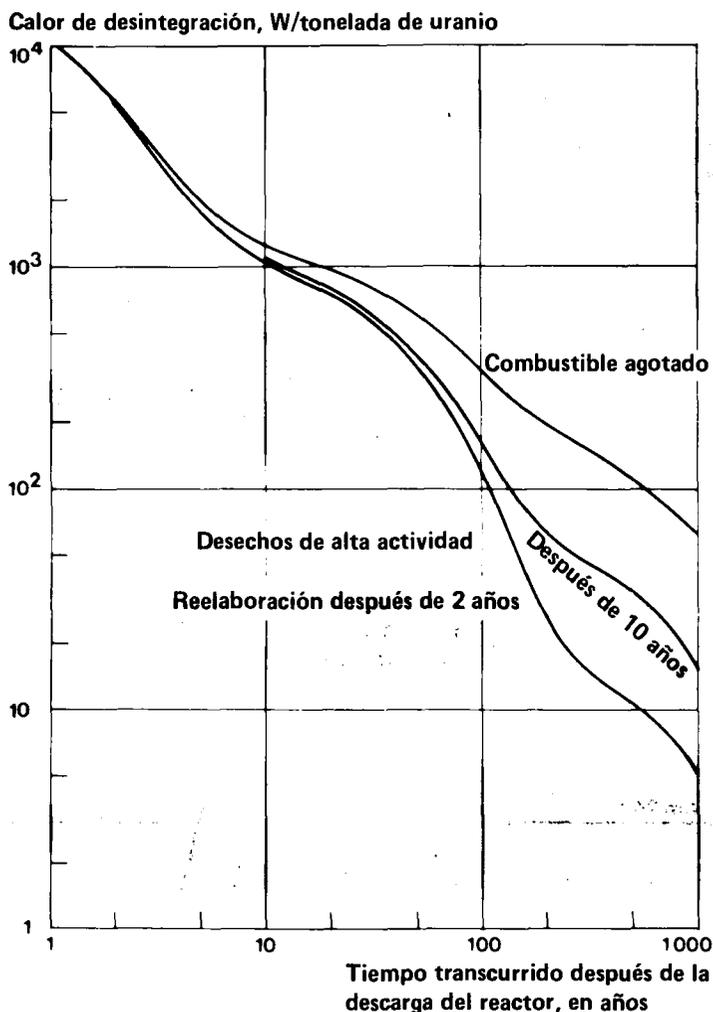


Figura 3. Calor de desintegración del combustible agotado y de los desechos de alta actividad procedentes de un reactor de agua a presión.

EL METODO DE BARRERAS MULTIPLES

En abril de 1977 el Parlamento Sueco aprobó una ley según la cual, antes de autorizarse la carga de un reactor, la empresa explotadora de una nueva instalación tenía que presentar pruebas convincentes de que podía aplicar un método absolutamente seguro de almacenamiento definitivo del combustible agotado o de los desechos de alta actividad procedentes de la reelaboración del combustible nuclear. Como resultado de esta ley las compañías nucleoelectricas de Suecia organizaron un grupo — el llamado grupo KBS — para estudiar la cuestión. En diciembre de 1977 se publicó un informe sobre el almacenamiento sin riesgos de desechos vitrificados de alta actividad procedentes de la reelaboración del combustible agotado [Ref. 1], seguido por un segundo informe, en septiembre de 1978, sobre

el almacenamiento definitivo del combustible agotado sin reelaborar [Ref. 2]. Los informes parten del supuesto de un sistema de barreras u obstáculos múltiples, técnicos y naturales, que aislan de la biosfera los desechos o el combustible agotado en grado suficiente para reducir a niveles aceptables los efectos ecológicos. Estas barreras poseen distintas propiedades y funciones protectoras que se refuerzan y completan mutuamente.

La evaluación de la seguridad se basó en el análisis del caso más hipotético desfavorable de fallo o de funcionamiento defectuoso de las distintas barreras.

Las observaciones siguientes se basan sobre todo en la experiencia adquirida durante la preparación de los citados informes. Como desde el punto de vista geológico predominan en Suecia las rocas cristalinas, no se han estudiado otros tipos de formaciones. Hay que tener presente que los informes se redactaron con la única finalidad de demostrar la posibilidad de un almacenamiento definitivo y sin riesgos dentro de las limitaciones impuestas por la actual tecnología. Ni los informes ni el presente artículo suponen que el concepto que desarrollan es la única solución, o incluso la solución óptima con respecto a la tecnología y a los aspectos económicos.

Requisitos generales

A fin de limitar los efectos de una fuga de sustancias radiactivas a la biosfera, hay que disminuir las concentraciones de estas sustancias en los distintos "compartimientos" de la naturaleza. Esto puede conseguirse ya sea aislando los desechos durante un período bastante largo de modo que su radiactividad disminuya hasta niveles aceptables o distribuyendo la liberación durante períodos tan largos o en zonas tan extensas que no se produzcan concentraciones inaceptables. En los estudios del grupo KBS se utiliza una combinación de ambos métodos.

Por la Figura 2 puede verse que el tiempo de desintegración puede dividirse en dos fases. Durante la primera — los primeros 1 000 años aproximadamente — el riesgo relativo de los desechos es muy elevado y lo causan principalmente aquellos productos de fisión emisores beta presentes en el combustible. La segunda fase — desde un punto de vista práctico — es de una duración casi infinita ya que el riesgo procede de los actínidos emisores alfa de período muy largo o de sus productos de desintegración. El riesgo relativo durante la segunda fase es inferior en un factor de 1 000 al de la primera. Después del primer millón de años, el índice de riesgos del combustible agotado se debe al radio-226, que es un descendiente del uranio-238.

Desde luego, la consecuencia de este fenómeno es que si bien durante la segunda fase no puede garantizarse un aislamiento absoluto, ello podrá ser factible durante la primera. La protección del medio ambiente durante la segunda fase debe garantizarse limitando la tasa de liberación.

Las barreras utilizadas para limitar la tasa de liberación durante la segunda fase deben ser de naturaleza tal que su función pueda predecirse para tiempos geológicos. Es evidente que estas predicciones no pueden hacerse respecto de barreras técnicas ya que la experiencia del hombre con materiales sometidos a distintas condiciones ambientales es demasiado corta para permitir extrapolaciones de esta magnitud. Por tanto, para las barreras naturales de la segunda fase se precisa un grado muy alto de fiabilidad y predecibilidad.

El método KBS

El sistema de barreras descrito a continuación se basa en el método KBS, consistente en depositar recipientes de cobre llenos de combustible agotado en pozos situados en el fondo de un sistema de túneles, perforados a 500 metros de profundidad en roca cristalina de buena calidad. El espacio entre el recipiente y las paredes de la roca del pozo se llenará de arcilla compactada (bentonita), que posee una considerable capacidad de esponjamiento al absorber agua.

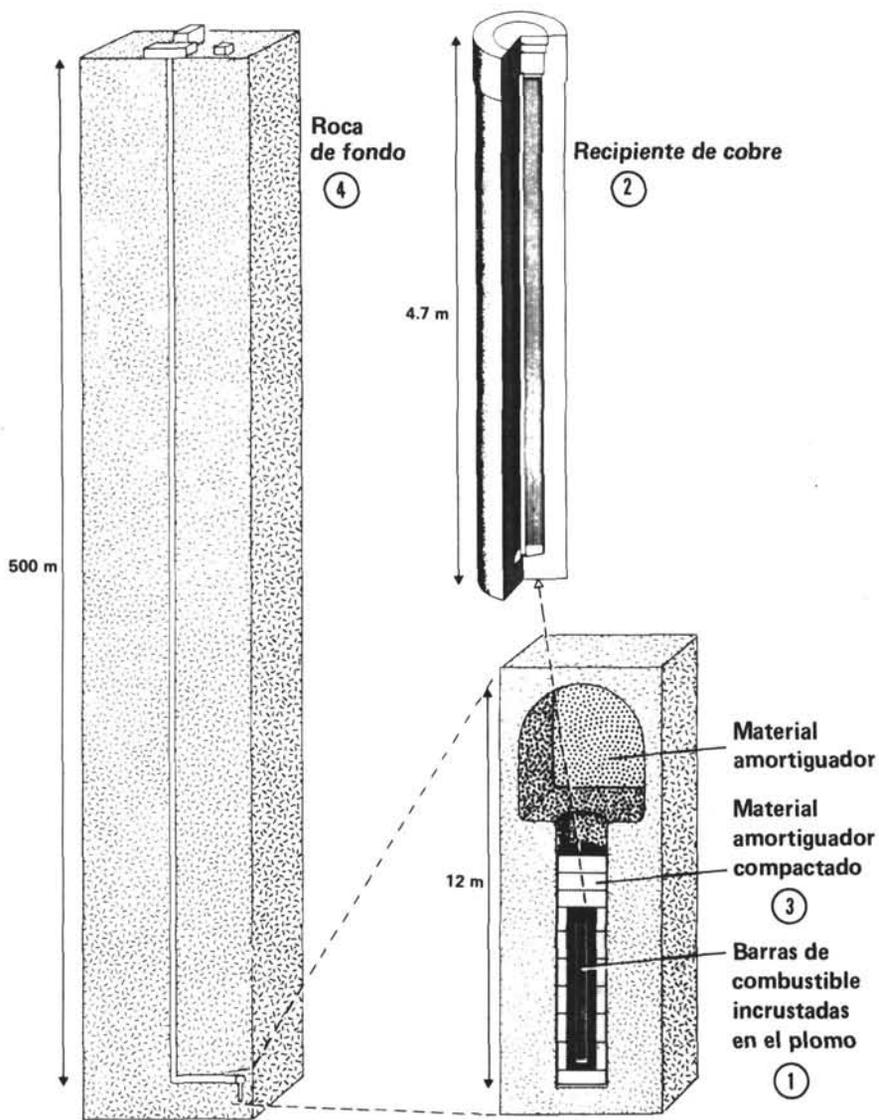


Figura 4. Diagrama esquemático del cementerio definitivo propuesto. Un número de barreras impide o retarda la dispersión de los elementos radiactivos contenidos en los desechos.

Las diferentes barreras ilustradas en la Figura 4 son:

- ① La baja solubilidad de la matriz del combustible
- ② El recipiente
- ③ El material amortiguador
- ④ Las propiedades físicas y químicas de la roca.

La roca cristalina

Por "roca cristalina de buena calidad" se entiende en este contexto una roca con características mecánicas aceptables, con solo pequeñas fisuras no frecuentes y por tanto una baja conductividad hídrica con respecto a volúmenes suficientemente grandes. La roca de buena calidad debería estar situada en una zona de baja actividad tectónica y rodeada por zonas débiles identificadas, en las que puedan producirse tensiones sin afectar a las rocas situadas en la vecindad inmediata del cementerio. La región debería poseer también una topografía llana que limite el gradiente hídrico. La baja conductividad y el escaso gradiente reducirán los flujos subterráneos de agua y la capacidad de transporte de los agentes de corrosión capaces de atacar al material de los recipientes. En una etapa más avanzada, la baja capacidad de transporte del agua subterránea limita la velocidad de disolución de los materiales radiactivos.

Otro aspecto importante es la química de las aguas subterráneas profundas. En el concepto KBS, el estado reductor de las aguas subterráneas, que se ha verificado en profundidad en las rocas subyacentes en Suecia, es una característica necesaria. La presencia de oxidantes es un factor crítico para la corrosión, ya que hay una gran diferencia en la solubilidad de los actínidos en diferentes estados de valencia que prevalecen en las aguas oxidantes y reductoras. La capa rocosa de 500 metros situada encima del cementerio ofrecerá también una protección contra los efectos superficiales, por ejemplo, la glaciación y las acciones militares.

La matriz de combustible

La matriz de UO_2 posee una tasa de lixiviación muy baja, aunque algunos de los productos de fisión se acumulen en los huecos de las vainas de las barras de combustible. Sin embargo, la tasa de disolución de los desechos no se rige por la tasa de lixiviación, sino por la cantidad disponible de agua y la capacidad de transporte de masa a través del medio circundante inmediato del combustible.

El recipiente

En el método KBS se ha propuesto un recipiente de cobre para encapsular el combustible, que se representa en la Figura 5. El cobre actúa de barrera absoluta contra las fugas del combustible durante períodos muy largos. Este hecho no es afectado de modo significativo por pequeños defectos iniciales en uno o varios recipientes. Además el cobre servirá de blindaje contra la radiación. La vida útil del recipiente depende de la concentración de agentes de oxidación en las aguas subterráneas y de la cantidad de agua que entre en contacto con la superficie de cobre.

El amortiguador y el relleno

El espacio anular entre el recipiente y la pared de la roca del pozo de depósito se rellenará con bloques de bentonita altamente compactados. Al absorber el agua subterránea que se infiltra en los orificios del pozo, la bentonita se hinchará y, por tanto, ocupará todas las grietas y espacios con una arcilla plástica que posee una conductividad hídrica muy baja

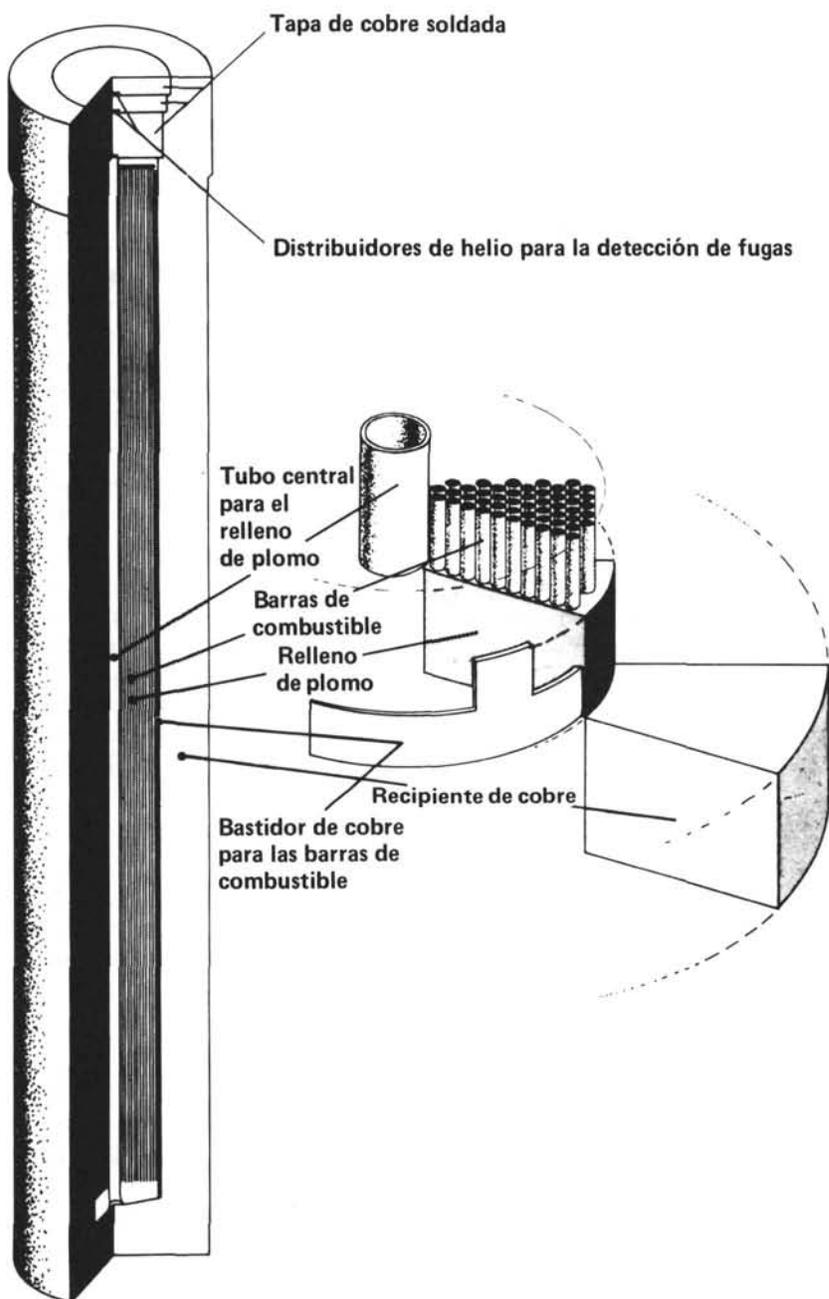


Figura 5. Los desechos encapsulados. El recipiente de cobre mide 4,7 metros de longitud y 0,8 metros de diámetro.

(10^{12} – 10^{13} metros/segundo). Esto significa que el transporte de masa solo puede producirse por difusión. La bentonita posee también una gran capacidad de intercambio iónico y, por consiguiente, retardará de modo sustancial la migración de las sustancias a través de la zona de amortiguamiento.

El material de amortiguamiento, que puede considerarse como una barrera seminatural, estabilizará también el ambiente químico alrededor del recipiente y ofrecerá una protección mecánica contra los pequeños movimientos de la roca.

La barrera geoquímica de roca

Si el recipiente de cobre pierde su integridad por corrosión y las sustancias radiactivas se disuelven y empiezan a migrar a través de la masa de amortiguamiento, terminarán por llegar hasta el agua subterránea de la roca fisurada. El tiempo de transporte del agua subterránea desde el cementerio puede calcularse si se conocen bastante bien las características de la masa de roca. Sin embargo, las sustancias de los desechos se desplazarán mucho más lentamente que el agua subterránea debido a los efectos de sorción y a la precipitación en la superficie de las fisuras y de los materiales que las ocupan. El fenómeno más probable será también el de una difusión considerable en la masa de roca que rodea las fisuras acuíferas. El grado de retención depende de las características de las distintas sustancias de los desechos en el ambiente químico predominante.

Eficacia de la barrera

En el estudio KBS se utilizó una serie de supuestos muy desfavorables como datos de entrada para el análisis de seguridad. Sin embargo, pudo demostrarse que los efectos de la barrera eran mantener las dosis al grupo más expuesto por debajo de los límites recomendados por la CIPR e igualmente por debajo de los que resultan de la radiación natural presente normalmente en el medio ambiente.

En el estudio KBS se ha demostrado que:

- existían en Suecia masas de roca lo bastante grandes y con una conductividad hídrica inferior a 10^{-9} ;
- un recipiente de cobre de 20 cm de espesor proporcionaría un aislamiento absoluto durante centenares de miles de años como mínimo dados los actuales procesos químicos de las aguas subterráneas;
- el tiempo necesario para la disolución y el transporte de todos los desechos a través de la capa de amortiguamiento sería de 500 000 años como mínimo;
- el tiempo de transporte de las aguas subterráneas desde 500 m de profundidad hasta la superficie podría ser de 3 000 años aproximadamente, si se eligiesen masas de roca de baja conductividad y de bajo perfil topográfico;
- la retención química de importantes sustancias radiactivas durante su recorrido a través de la roca de fondo proporcionaría retardos tan grandes que las dosis máximas no se producirían hasta haber transcurrido más de un millón de años.

COSTOS

Un estudio de viabilidad no podría considerarse completo si no presenta una estimación de los costos. Se ha efectuado un primer cálculo aproximado de las inversiones y gastos de explotación necesarios para toda la operación, desde la extracción del combustible del reactor y su almacenamiento intermedio durante 40 años hasta la evacuación definitiva y sellado del cementerio. El costo total, sin los intereses, se ha calculado en el 5 a 10% del costo de producción de la energía en un sistema de 12 reactores.

CONCLUSIONES

Los resultados del estudio KBS indican claramente que el almacenamiento definitivo y sin riesgos del combustible nuclear agotado en rocas cristalinas es factible dada la actual tecnología, obteniéndose un grado de seguridad situado plenamente dentro de los límites recomendados por la CIPR. Esta afirmación se basa no solo en el hecho de que las dosis calculadas en el estudio KBS resultaron aceptablemente bajas, sino en especial en la posibilidad de elegir las dimensiones de las barreras técnicas así como la profundidad del cementerio y, hasta cierto punto, la calidad de la roca receptora.

El Gobierno sueco ha enviado el informe KBS sobre el combustible agotado a varias instituciones nacionales y extranjeras y a expertos para su análisis científico. La gran mayoría han declarado que, a su juicio, el método KBS es técnicamente factible para el almacenamiento definitivo y sin riesgos del combustible nuclear agotado. Teniendo en cuenta los prudentes supuestos utilizados en los estudios KBS y los detallados trabajos científicos actualmente en curso en distintos países, parece evidente que en un futuro próximo se dispondrá aún de mejores soluciones.

Este artículo no examina la cuestión de si convendría o no tratar el combustible nuclear agotado como un desecho y depositarlo de modo irrecuperable a grandes profundidades. Su finalidad es sencillamente presentar los argumentos en apoyo de nuestra conclusión de que el almacenamiento definitivo y sin riesgos del combustible agotado en rocas cristalinas es factible con las actuales técnicas.

Referencias:

- [1] Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitriified High-Level Reprocessing Waste, KBS Project, Estocolmo (1977).
- [2] Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel, KBS Project, Estocolmo (1978).