

GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA
Y SEGURIDAD

REPO-7

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1985

CNEA-NT 30/85

IMPACTO RADIOLOGICO DE LA GESTION
DE RESIDUOS RADIOACTIVOS
DEL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

Migliori de Beninson, A⁺: Cancio. D.



COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
BUENOS AIRES - ARGENTINA

REPUBLICA ARGENTINA
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
Dependiente de la Presidencia de la Nación
GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA Y SEGURIDAD*

REPO-7

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1985

CNEA-NT 30/85

IMPACTO RADIOLOGICO DE LA GESTION
DE RESIDUOS RADIOACTIVOS
DEL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

Migliori de Beninson, A⁺; Cancio, D.

Este trabajo fue presentado en la "International Conference on Radioactive Waste Management" realizada en Seattle (Washington, EE.UU) entre el 16 y el 20 de mayo de 1983.

* Casilla de Correo 40
1802 AEROPUERTO DE EZEIZA, Argentina

Buenos Aires
1985

INIS CLASSIFICATION AND KEYWORDS

E52.00

DOSE COMMITMENTS
HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTES
RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL
RADIOLOGICAL IMPACT(*)
REPOSITORIES(*)
UNDERGROUND DISPOSAL

(*) Not shown in INIS Thesaurus 1985.

IMPACTO RADIOLOGICO DE LA GESTION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS

DEL PROGRAMA NUCLEAR ARGENTINO

Migliori de Beninson, A.[†]; Cancio, D.
Comisión Nacional de Energía Atómica
Avda. del Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

El Programa Nuclear Argentino, en la presente fase, ha decidido la instalación de cuatro centrales nucleoelectricas en adición a las de Atucha I y de Embalse, además de las instalaciones del ciclo de combustible necesarias para alimentar todas estas centrales. Se evalúa aquí el impacto radiológico (dosis colectiva comprometida) que puede esperarse de la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones antes mencionadas, durante la vida útil de los reactores. También se estiman las dosis individuales máximas que pueden esperarse como consecuencia del proyectado repositorio para residuos de alta actividad. Las evaluaciones presentadas son en parte específicas para las ubicaciones consideradas, pero también incluyen estimaciones de las dosis colectivas comprometidas globales resultantes de la gestión de los residuos radiactivos del Programa Nuclear Argentino.

1. INTRODUCCION

Las actividades nucleares en la Argentina se iniciaron en la década del 50 con la creación de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). La generación nucleoelectrica se inició en 1974 con la puesta en marcha de la central nuclear Atucha I, de 367 MW(e), y durante 1983 se iniciará la operación comercial de la central nuclear Embalse, de una potencia de 600 MW(e). Además, se encuentra en construcción la central nuclear Atucha II de 745 MW(e).

El Programa Nuclear Argentino (PNA) contempla además la construcción de otras tres centrales hasta fines de la actual centuria, y el total de seis centrales nucleares implicará una potencia instalada de unos 3,5 GW(e). El Programa está basado en reactores de uranio natural e incluye la construcción, ya avanzada, de una planta industrial para la producción de agua pesada, como así también de todas las instalaciones necesarias para completar el ciclo del combustible. Dado el potencial energético del plutonio generado, el Programa prevé un ciclo de combustible con reciclado de plutonio; actualmente se encuentra en avanzado estado de construcción una planta semi-industrial de reprocesamiento de combustibles irradiados. Por otra parte, también están avanzados los estudios detallados de un repositorio, en roca granítica, para la eliminación de los residuos del programa.

La gestión de los residuos radiactivos, como toda práctica con radiaciones, debe cumplir los requerimientos de protección radiológica. En Argentina, dichos requerimientos incluyen el sistema de limitación de dosis y la consideración del impacto radiológico total de la práctica.

En el presente trabajo se evalúa la dosis colectiva¹ que podría esperarse de la gestión de residuos radiactivos del Programa, como así también de los efluentes liberados al ambiente de las distintas etapas del ciclo de combustible. También se presentan algunas estimaciones de las exposiciones individuales máximas que pueden esperarse como consecuencia del futuro repositorio para residuos de alta actividad.

Las dosis ocupacionales de la gestión de residuos del ciclo de combustible no se incluyen dado que resultan despreciables con respecto a los otros valores presentados.²

Para fines comparativos, se presentan evaluaciones de la estrategia seleccionada por Argentina con reciclado de plutonio y del correspondiente ciclo abierto con eliminación de los elementos combustibles usados sin uso del plutonio producido.

2. CONCEPTOS Y MAGNITUDES FISICAS

Para limitar el riesgo de efectos estocásticos, la CIPR introdujo el concepto de limitación de la exposición ponderada promedio de todo el cuerpo.¹ Este concepto está basado en el principio de que, para un cierto nivel de protección, el riesgo debe ser igual si el cuerpo entero es irradiado uniformemente o si ocurre una irradiación no uniforme o parcial. Esta condición se cumple aplicando la limitación a la magnitud física.

$$H_E = \sum_T w_T H_T$$

donde H_E es la suma ponderada de las dosis equivalentes en los distintos órganos, llamada "dosis equivalente efectiva", w_T es un factor que representa la fracción de riesgo debida al tejido T cuando todo el cuerpo es irradiado uniformemente, y H_T la dosis equivalente en el tejido T .

Algunas magnitudes adicionales son usadas para evaluar la exposición de la población. La dosis equivalente colectiva, S_E , en una población, se define por la ecuación^{1,3}

$$S_E = \int_0^{\infty} H_E N(H_E) dH_E$$

donde $N(H_E)$ es el espectro de la población en dosis equivalente efectiva, siendo $N(H_E)dH_E$ el número de individuos que reciben una dosis equivalente efectiva en el intervalo H_E y $H_E + dH_E$.

En algunos casos, la población está expuesta con una tasa variable a lo largo de un período de tiempo. En estos casos, es conveniente definir la tasa de dosis equivalente efectiva colectiva, $\dot{S}_E(t)$, como el producto ponderado de la tasa de dosis equivalente efectiva y el número de individuos en la población.

La dosis equivalente efectiva colectiva total debida a una fuente k , $S_{E,k}$, o la tasa de dosis equivalente efectiva colectiva total, $\dot{S}_{E,k}$, se obtiene incluyendo en la población bajo consideración todos los individuos receptores de dosis debidas a la fuente k .

En algunos casos, la exposición de la población ocurre durante un tiempo considerable después del evento que la origina. Para tener un valor de la exposi-

ción total de la población causada por el evento, se usa la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida^{1,3}. La dosis equivalente efectiva colectiva comprometida,

$$S_{E,k}^C$$

debida a un dado evento, decisión o práctica finita k, se define como la integral temporal infinita de la tasa de dosis equivalente efectiva colectiva,

$$\dot{S}_{E,k}^C$$

causada por dicho evento, decisión o práctica finita.

$$S^C = \int_0^{\infty} \dot{S}_{E,k}(t) dt$$

La evaluación de la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida debida a un evento dado es particularmente útil para dos fines: por un lado, puede ser usada en evaluaciones de detrimento relativo, suponiendo que el riesgo de efectos deletéreos inducidos por la radiación es proporcional a la dosis equivalente efectiva; por otro lado, también puede ser usada para evaluar exposiciones futuras debidas a prácticas continuadas, lo que puede ser considerado como secuencias de eventos, cada uno de ellos produciendo exposiciones durante períodos mayores que la duración del evento.

Ambas aplicaciones, pero especialmente la segunda, deben ser calificadas si las exposiciones ocurren durante mucho tiempo, como en el caso de la eliminación de residuos. La primera aplicación, evaluaciones relativas de detrimentos, implica un análisis comparativo de la importancia de efectos deletéreos en el presente o en un futuro cercano con efectos que, concebiblemente, podrían ser inducidos en el futuro muy lejano, después de períodos mucho mayores que la historia del hombre.

3. IMPACTO RADIOLOGICO DEBIDO A LA EXTRACCION Y EL TRATAMIENTO DE MINERAL DE URANIO

De acuerdo al PNA, basado en reactores de uranio natural y agua pesada, el consumo de uranio en equilibrio será de 630 t/a para un ciclo abierto y de 260 t/a para el ciclo previsto, con reciclado de plutonio.

Desde 1977, la principal fuente de mineral de uranio es el yacimiento de Sierra Pintada, mina a cielo abierto. El impacto radiológico público resultante de la extracción y el tratamiento del mineral de uranio se evalúa con modelos ambientales aplicables a los yacimientos y las plantas argentinos. La fuente de exposición significativa son las colas del mineral y la evaluación de las dosis colectivas comprometidas correspondientes requiere asumir algunas hipótesis de cálculo⁴. En las estimaciones, algunas de las hipótesis son que la ley del mineral es de 2 kg de uranio por tonelada, que las colas del mineral serán cubiertas con una capa de 2 m de suelo, y que durante un milenio la fuente de irradiación es el radón-222 que emana de dichas pilas. También se asume que el Th-230 y el Ra-226 de las colas tienen un tiempo medio de residencia efectiva en las pilas del orden de 10³ años y que posteriormente hay erosión e incorporación de dichos radionucleidos y sus hijas a las aguas circulantes.

Las dosis colectivas comprometidas resultantes serán de 2,8 10⁶ y 1,1 10⁶ rem·hombre (2,8 10⁴ y 1,1 10⁴ Sv hombre) para un ciclo abierto y un ciclo con reciclado de plutonio, respectivamente.

Las correspondientes dosis individuales que serán incurridas por el público en el futuro serán muy dependientes de las condiciones locales. No obstante, puede considerarse como representativo de la dosis máxima per caput un valor de unos pocos microrem por año, basado en evaluaciones publicadas⁵. Es de destacar que las dosis locales debidas a la emanación del radón, por un lado, y las dosis regionales y globales debidas al radio y torio por vía acuática, por el otro, no serían incurridas simultáneamente. En especial, estas últimas se distribuirían durante mucho tiempo, en el futuro lejano.

4. FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

La fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia comenzó a escala semi-industrial en 1980, y en abril de 1982 se puso en marcha una planta industrial. Dicha planta proveerá los elementos combustibles para los reactores tipo Atucha y se ha previsto, para una segunda etapa, la fabricación de elementos combustibles tipo CANDU.

Durante la fabricación, se lleva a cabo la conversión del uranio y del plutonio a óxidos y la manufactura de "pastillas" sinterizadas. La experiencia obtenida hasta el momento con uranio concuerda con las estimaciones del INFCE⁶ y para el cálculo se considera entonces que, en las operaciones mencionadas, las pérdidas de uranio son del 0,6%. Las pérdidas de plutonio se asume alcanzarán un 0,3%⁴.

La composición de nucleidos en los residuos generados con los parámetros indicados se resume en el Cuadro I. Estos residuos serán eliminados en el repositorio en tambores de 200 litros. Tanto los tambores como la matriz en que se incluyan los residuos no tienen mayor importancia con respecto a su aislamiento, ya que no puede adjudicársele ningún período relevante de retención. Sin embargo, la aislación geológica proporcionará períodos de aislamiento de 10^5 a 10^6 años antes de la entrada de dicho material en las aguas superficiales (véase la Sección 6).

Teniendo en cuenta el decaimiento y utilizando los modelos detallados en la Sección 6, la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida resultante es de $2,8 \cdot 10^3$ y $1,8 \cdot 10^3$ rem hombre ($2,8 \cdot 10^1$ y $1,8 \cdot 10^1$ Sv hombre) para el ciclo de combustible abierto para tiempos de aislamiento de 10^5 y 10^6 años, respectivamente. Los valores correspondientes para el ciclo con reciclado de plutonio son de $1,4 \cdot 10^3$ y $3,1 \cdot 10^3$ rem hombre ($1,4 \cdot 10^1$ y $3,1 \cdot 10^1$ Sv hombre) (Cuadro II).

Las irradiaciones debidas a efluentes no se tienen en cuenta por ser proporcionalmente despreciables.

5. OPERACION DE REACTORES

Durante el funcionamiento de los reactores se generan productos de fisión dentro de los elementos combustibles y productos de activación en los materiales estructurales y el agua pesada del moderador y refrigerante. Los elementos combustibles contienen más del 99% de los productos de fisión y actínidos producidos y sólo una pequeña fracción pasa al refrigerante. Los sistemas de tratamiento remueven y concentran los radionucleidos contenidos en los flujos tanto líquidos como gaseosos y sólo ocurren pequeñas liberaciones al ambiente de baja actividad.

Los elementos combustibles usados son almacenados en la misma instalación previéndose su transporte posterior a la planta de reprocesamiento. Los sistemas de tratamiento de efluentes originan residuos sólidos de actividad baja e intermedia. Entre los residuos también se consideran resinas de intercambio y filtros usados, ropas, equipos y componentes contaminados. Estos residuos sólidos son inmovilizados, eliminados en trincheras y cubiertos luego con suelo. Dada su actividad y su composición, las implicaciones radiológicas de su gestión y eliminación son despreciables.

Los efluentes radiactivos emitidos al ambiente durante el funcionamiento de los reactores incluyen gases nobles, tritio, yodo, aerosoles y carbono-14. Sólo este último radionucleido presenta implicaciones radiológicas significativas⁷.

Evaluaciones realizadas para la central nuclear Atucha I y Embalse^{8,9} evidencian que las dosis equivalentes efectivas colectivas comprometidas son muy pequeñas, del orden de $5 \cdot 10^{-10}$ rem hombre/GW(e)a ($5 \cdot 10^{-8}$ Sv hombre/GW(e)a), si se excluye la contribución del carbono-14. Este radionucleido, de características radiológicas particulares, se produce en los reactores de uranio natural y agua pesada en cantidades mucho mayores que en los reactores de uranio enriquecido⁷. La emisión estimada, sin ningún sistema específico de control de las descargas, para el reactor del tipo recipiente a presión es del orden de 400 Ci/GW(e)a (15 TBq/GW(e)a). Valores similares pueden esperarse para los reactores modernos del tipo tubos a presión¹⁰.

Las centrales nucleares Atucha I y Embalse no disponen de ningún sistema de retención de carbono-14, pero debido a nuevas regulaciones argentinas¹¹, la tercera central actualmente en construcción (Atucha II) y las posteriores incluirán un sistema de retención de dicho radionucleido. Como resultado de la optimización, las descargas de carbono-14 se reducirán en un factor 100^{10} . En las estimaciones se consideró que los carbonatos formados serán tratados como residuos sólidos, que serán eliminados en el repositorio luego de ser incluidos en una matriz apropiada. Con los parámetros mencionados y supuesto que no se instalarán sistemas de control de las descargas de carbono-14 en las dos primeras centrales del programa nuclear, las emisiones al medio ambiente durante la operación de los reactores serán de unos 106 Ci/GW(e)a (4 TBq/GW(e)a).

El carbono-14 eliminado al ambiente se incorpora al ciclo de carbono natural y, debido a su largo período de semidesintegración, alcanza una dispersión global. Se han desarrollado varios modelos para describir la dispersión de radio-carbono⁷. Considerando el que utiliza la comparación con la producción natural de carbono-14 y estimando una población mundial en equilibrio de 10^{10} personas, la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida por unidad de actividad liberada resulta de 430 rem hombre/Ci (116 Sv hombre/TBq) la cual, en su casi totalidad, sería incurrida en el futuro lejano^{7,10}.

Para una descarga normalizada de 4 TBq/GW(e)a durante la operación de los reactores del programa, el impacto radiológico global será de $4,8 \cdot 10^6$ rem hombre ($4,8 \cdot 10^4$ Sv hombre).

6. IMPACTO RADIOLOGICO DEBIDO A ETAPAS POSTERIORES A LA OPERACION DEL REACTOR

La mayor parte de la actividad asociada con la producción de energía por fisión nuclear se encuentra en los elementos combustibles irradiados y es considerada residuo, excepto para nucleidos de uranio y plutonio en los ciclos con reprocesamiento.

En Argentina, los residuos provenientes del reprocesamiento serán eliminados en un repositorio granítico después de adecuados tratamiento y almacenamiento¹². El concepto básico de la eliminación en formaciones geológicas profundas es la aislación de los residuos radiactivos del ambiente humano hasta que las exposiciones potenciales a la radiación sean reducidas a niveles compatibles con los requerimientos de protección radiológica. Este retardo se logra con barreras de ingeniería y con el tiempo de migración de los radionucleidos principales, hasta su llegada a las aguas superficiales⁴.

En Argentina no se han generado todavía cantidades significativas de residuos radiactivos de alta actividad provenientes del reprocesamiento, pero se espera su producción a partir de la operación de una planta semi-industrial de reprocesamiento, actualmente en estado avanzado de construcción.

Para completar con suficiente anticipación todas las etapas del ciclo del combustible, se tomó la decisión de resolver los aspectos técnicos de la eliminación de residuos radiactivos de alta actividad. En el presente, se está estudiando la factibilidad técnica de un repositorio para residuos radiactivos y, luego de una preselección de sitios potencialmente aptos, se está analizando detalladamente un emplazamiento ubicado en el sur del país. Los resultados de los estudios en superficie y de perforaciones en profundidad son, hasta ahora, muy prometedores y se está desarrollando la ingeniería del repositorio¹².

Para la evaluación de la dosis correspondiente al ciclo abierto y al ciclo con reciclado de plutonio, la composición del término fuente se presenta en el Cuadro III. La composición del uranio empobrecido proveniente del reprocesamiento es considerada de $2,0 \cdot 10^1$ Ci/GW(e)a de uranio-234, $2,2 \cdot 10^{-1}$ Ci/GW(e)a de uranio 235 y $2,4 \cdot 10^1$ Ci/GW(e)a de uranio 238.

Para el cálculo del impacto radiológico se tuvo en cuenta que los residuos, dado que son de períodos de semidesintegración largo, podrán sobrevivir al contenedor y al vidrio, o al sistema de contención del elemento combustible. El subsiguiente transporte por las aguas subterráneas circulantes es prácticamente el único mecanismo realista para que los residuos regresen al ambiente del hombre.

La vida del contenedor y el tiempo requerido por los radionucleidos para ser disueltos desde el vidrio pueden ser considerados como retardos en el regreso de los nucleidos de los residuos. El tiempo de migración a través de las formaciones geológicas representa un retardo adicional. Estos retardos son esenciales para la reducción del riesgo humano debido a operaciones de eliminación de residuos, y se considera que en total habrá un retardo del orden de $10^5 - 10^6$ años entre la eliminación de los residuos y su regreso al ambiente⁴. La dosis comprometida se evalúa en función de la "edad" de la mezcla de los residuos cuando llegan a las aguas superficiales, suponiendo que la composición de los nucleidos en los residuos no sufre otro cambio más que el originado por decaimiento o formación genética a través de una cadena de decaimiento.

El ciclo hidrológico comprende un grupo complicado de caminos por los cuales el agua circula en la naturaleza y es transformada de una forma a otra. Una de estas vías (precipitación pluvial, infiltración en el suelo y percolación a zonas más profundas) origina el agua subterránea. Esta agua subterránea puede emerger luego en manantiales o puede entrar en cursos de agua, fluyendo finalmente al mar. Los repositorios, en todo caso, están ubicados en formaciones seleccionadas por su gran volumen, con muy pequeñas cantidades de agua subterránea en movimiento. Sin embargo, puede suponerse que eventualmente los radionucleidos

de largo período de semidesintegración seguirán la vía indicada y, por lo tanto, producirán irradiación a través de las vías de agua dulce y luego las del agua de mar.

Los radionucleidos que entran en aguas dulces producen dosis para el hombre, especialmente a través de la ingestión de agua potable y del consumo de pescado. Si se practica irrigación artificial por métodos de aspersión, ésta puede ser una vía significativa de irradiación colectiva.

Los radionucleidos de los residuos, siguiendo las aguas subterráneas con algún retardo eventual, se escurrirán luego al mar. Dada la escala del tiempo de residencia de los nucleidos en aguas dulces y los muy largos períodos de semidesintegración involucrados, se puede suponer que al mar llegará todo el inventario de radionucleidos que ha entrado en las aguas dulces.

Para describir la dispersión de radionucleidos en el océano, cualquier modelo resulta ser una amplia simplificación de la situación real. Debido a los muy largos períodos de semidesintegración involucrados, para el cálculo de la dosis colectiva comprometida es posible despreciar el período inicial de dispersión, y considerar una concentración relativamente uniforme en todos los compartimientos del océano. La dispersión inicial requiere aproximadamente unos 1000 años.

En estas condiciones, la contribución a la dosis colectiva comprometida debida a todas las vías de exposición que se originan en el agua de mar será proporcional a la integral temporal hasta infinito de la concentración del agua, que a su vez depende del período de semidesintegración del radionucleido y de la tasa de extracción de los mismos desde el agua por acción de los sedimentos⁴.

En el Cuadro IV se presentan las dosis colectivas comprometidas normalizadas correspondientes al ciclo abierto y al ciclo con reciclado de plutonio, debidas a los residuos radiactivos de alta actividad. Las dosis colectivas comprometidas resultantes para el PNA resultan de $3,8 \cdot 10^6$ y $2,6 \cdot 10^6$ rem hombre para el ciclo abierto de uranio natural y agua pesada para un aislamiento del material de 10^5 y 10^6 años, respectivamente. Para el ciclo con reciclado de plutonio, los valores correspondientes son de $3,9 \cdot 10^5$ y $5,8 \cdot 10^4$ rem hombre. En este caso además hay que tener en cuenta el uranio empobrecido producido en la planta de reprocesamiento. La dosis normalizada debida al uranio empobrecido se presenta en el Cuadro V.

El uranio empobrecido, para el ciclo de combustible con reciclado de plutonio, implicará una dosis colectiva comprometida de $6,3 \cdot 10^5$ y $1,1 \cdot 10^6$ rem hombre para una aislación de 10^5 y 10^6 años, respectivamente.

Es de destacar que, mientras el carbono-14 producido por las dos primeras centrales nucleoelectricas ha sido tenido en cuenta como efluente, la retención de dicho radionucleido en las restantes centrales del programa da origen a otro residuo. La eliminación de este residuo en el repositorio, con un período de aislamiento de 10^5 a 10^6 años, permitirá el decaimiento del material antes de su llegada al ambiente.

La experiencia mundial para evaluar las descargas de efluentes de plantas de reprocesamiento está basada en sólo tres plantas comerciales que pueden no ser representativas de las futuras prácticas. Entre otros aspectos, y de acuerdo a los criterios modernos de protección radiológica, se está considerando la retención de algunos radionucleidos de distribución global, los cuales, en la actualidad, se eliminan al medio ambiente.

De acuerdo a evaluaciones ya publicadas⁷, es posible esperar un impacto radiológico local y regional pequeño, del orden de $1 \cdot 10^2$ rem hombre/GW(e)a (1 Sv hombre/GW(e)a). El impacto global se debe a kriptón-85, hidrógeno-3, carbono-14 e yodo-129, en caso de no ser retenidos. La dosis colectiva comprometida fue evaluada en el orden de $1,9 \cdot 10^2$ rem hombre /GW(e)a (1,9 Sv hombre/GW(e)a) para el kriptón-85 y en $1,8$ rem hombre /GW(e)a (1,8 Sv hombre/GW(e)a) para el hidrógeno-3. La contribución del carbono-14 dependerá de la cantidad de impurezas de nitrógeno en el combustible y, basándose en la experiencia con elementos combustibles de agua liviana, se evaluó en $2,7 \cdot 10^3$ rem hombre /GW(e)a (27 Sv hombre/GW(e)a). La contribución debida al yodo-129 presenta un problema particular, ya que debido a su largo período de semidesintegración continuaría irradiando a lo largo de decenas de millones de años. Las evaluaciones indican una dosis comprometida de $5,6 \cdot 10^4$ rem hombre /GW(e)a (560 Sv hombre/GW(e)a) y resultaría un valor 3500 veces menor si se integra sólo hasta 10^4 años. Debido a su potencial impacto, resulta factible que este radionucleido sea retenido en el futuro, con lo cual el impacto total resultante de la descarga de efluentes en el reprocesamiento sería del orden de $3 \cdot 10^3$ rem hombre /GW(e)a (30 Sv hombre/GW(e)a).

Con estos parámetros, el impacto radiológico debido a efluentes de la planta de reprocesamiento durante su operación para abastecer el PNA resultaría de $2,5 \cdot 10^3$ rem hombre /GW(e)a (2,5 Sv hombre/GW(e)a).

Para evaluar las dosis individuales en proximidades del repositorio, se están llevando a cabo estudios in situ¹². El sitio preseleccionado en Argentina para la instalación del repositorio para residuos radiactivos de alta actividad se encuentra en un área muy poco favorable para las actividades agropecuarias. Dadas las condiciones locales, el grupo crítico resultaría constituido por individuos que tomen agua potable proveniente de un manantial de la zona al que eventualmente podrían llegar los residuos radiactivos movilizables del repositorio. Esta situación es comparable con la vía que produce la mayor dosis individual en un estudio llevado a cabo en Suecia¹³. Para dicho grupo crítico se estima que las dosis individuales máximas que podrían esperarse son del orden de algunas décimas de milirem por año, producidas principalmente por el Np-237 y a ser incurridas unos 10^5 años después del emplazamiento de los residuos.

7. CONCLUSIONES

Se ha evaluado el impacto radiológico de la gestión de residuos del PNA en términos de daño colectivo.

Los resultados obtenidos permiten decir que actualmente la dosis colectiva comprometida para un ciclo de combustible de uranio natural -agua pesada con reciclado de plutonio- es casi un 50% menor que la dosis resultante del mismo ciclo, pero abierto. Además, si el uranio empobrecido proveniente del reprocesamiento y las colas del mineral fueran eliminadas en el mar, las dosis colectivas comprometidas quedarían reducidas en un factor 3 para el ciclo abierto y casi en un factor 10 para el ciclo con reciclado de plutonio. Dada la significación relativa de la dosis colectiva comprometida originada por el carbono-14, se considera importante en el PNA decontaminar el efluente gaseoso de los reactores y tratar el carbono-14 separado como residuo a ser enviado al repositorio.

REFERENCIAS

1. International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Adopted January 17, 1977". ICRP Publication 26. Oxford, Pergamon Press, 1977. 53 p. Annals of the ICRP vol. 1: N° 3, 1977.
2. González, A.J. "Impacto radiológico del Programa Nuclear Argentino". International Conference on Nuclear Power Experience. Vienna, sep. 13-17, 1982. Proceedings series. STI/PUB/627. vol. 4: 449-476.
3. Beninson, D.; Bennett, B.C. y Webb, G. "Collective dose commitments from nuclear power programmes". International Conference on Nuclear Power and its Fuel Cycle. Salzburg, may 2-13, 1977. Proceedings series. STI/PUB/465. vol. 4: 23-40.
4. Beninson, D. y Migliori de Beninson, A. "Radiological Impact of Radioactive Waste Management". Buenos Aires, CNEA, 1981. CNEA-NT 8/81. REPO 1. 71 p. Contribución argentina al INFCE (INFCE/DEP/WG 7/18).
5. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. "Ionizing radiation; sources and biological effects. 1977 Report to the General Assembly, with annexes". New York, United Nations, 1977. 781 p. United Nations Publication. Sales N° E.77 IX.1.
6. INFCE Working Group 7. Secretariat. "Waste Management and Disposal. Report of working group 7". Vienna, IAEA, 1980. 281 p.
7. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. "Ionizing radiation; sources and biological effects. 1982 Report to the General Assembly, with annexes". New York, United Nations, 1982. 773 p. United Nations Publication. Sales N° E.82.IX.8. 06300 P.
8. Escribano, T. y Bruno, H.. "Exposición del público debida a la operación de la Central Nuclear Atucha". Buenos Aires, CNEA, 1981. CNEA-NT 10/81. 7 p.
9. Nollmann, C.; Escribano, T. y Bruno, H. "Estimación del impacto ambiental debido a la operación de la Central Nuclear Embalse". Seminario sobre aspectos de seguridad en relación con el emplazamiento de centrales nucleares. Vienna, nov. 22-26, 1982. IAEA-SR-74/27. 16 p. Viena, 1982.
10. Beninson, D. y González, A.J. "Application of the dose limitation system to the control of carbon-14 releases from heavy-water moderated reactors". International Symposium on the Application of the Dose Limitation System in Nuclear Fuel Cycle Facilities and other Radiation Practices". Madrid, oct. 19-23, 1981. Proceedings series. STI/PUB/599. p. 3-20.
11. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Consejo Asesor Licenciamiento Instalaciones Nucleares. "Limitación de efluentes radiactivos". Buenos Aires, CNEA, 1979. NORMA CALIN 3.1.2.
12. Palacios, E. y otros. "Bases conceptuales para la construcción de un repositorio en la Argentina". International Conference on radioactive waste management. Seattle, may 16-20, 1983. Proceedings series. STI/PUB/649. vol. 3: 179-190.
13. Kaernbraenslesækerhet, Stockholm (Sweden). "Handling of spent nuclear fuel and final storage of vitrified high level reprocessing waste". Sweden, KBS, 1978. 5 vol.

CUADRO I. ACTIVIDAD NORMALIZADA DE LOS RESIDUOS
PROCEDENTES DE LA FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Nucleido	Ciclo del combustible	
	abierto	con reciclado de plutonio
	(Actividad normalizada (Ci por GW(e)·a))	
^{234}U	$6,0 \times 10^{-2}$	$2,7 \times 10^{-2}$
^{235}U	$2,7 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-3}$
^{238}U	$6,0 \times 10^{-2}$	$2,7 \times 10^{-2}$
^{238}Pu	—	$4,4 \times 10^1$
^{239}Pu	—	$1,4 \times 10^1$
^{240}Pu	—	$5,7 \times 10^1$
^{241}Pu	—	$3,8 \times 10^3$
^{242}Pu	—	$7,1 \times 10^{-1}$

CUADRO II. DOSIS COLECTIVA COMPROMETIDA. FABRICACION DE
ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Tiempo de aislamiento	Ciclo del combustible	
	abierto	con reciclado de plutonio
	(rem · hombre)	
10^5 a	$2,8 \times 10^3$	$1,4 \times 10^3$
10^6 a	$1,8 \times 10^3$	$3,1 \times 10^3$

CUADRO III. ACTIVIDAD DE LOS PRINCIPALES ACTINIDOS Y PRODUCTOS DE FISION EN FUNCION DEL TIEMPO DE LLEGADA DE LOS RADIO-NUCLEIDOS A LAS AGUAS CIRCULANTES (Reactores de uranio natural — agua pesada)

Nucleido ^a	Ciclo abierto		Ciclo con reciclado de plutonio	
	10 ⁵ años	10 ⁶ años	10 ⁵ años	10 ⁶ años
	(Ci/GW(e)·a)			
⁹⁹ Tc	1,5 × 10 ²	7,7 × 10 ⁰	3,9 × 10 ²	2,0 × 10 ¹
¹²⁹ I	1,2 × 10 ⁰	1,2 × 10 ⁰	—	—
¹³⁵ Cs	3,7 × 10 ⁰	3,0 × 10 ⁰	4,9 × 10 ⁰	4,0 × 10 ⁰
²²⁶ Ra	3,1 × 10 ¹	5,8 × 10 ¹	2,2 × 10 ⁻¹	2,6 × 10 ⁻¹
²³⁴ U	5,5 × 10 ¹	5,9 × 10 ¹	3,8 × 10 ⁻¹	2,6 × 10 ⁻¹
²³⁵ U	1,8 × 10 ⁰	1,9 × 10 ⁰	9,2 × 10 ⁻²	1,0 × 10 ⁻¹
²³⁶ U	1,9 × 10 ¹	1,8 × 10 ¹	8,4 × 10 ⁻¹	8,2 × 10 ⁻¹
²³⁸ U	5,9 × 10 ¹	5,9 × 10 ¹	2,5 × 10 ⁻¹	2,5 × 10 ⁻¹
²³⁷ Np	2,4 × 10 ¹	1,8 × 10 ¹	2,0 × 10 ¹	1,5 × 10 ¹
²³⁸ Pu	—	—	—	—
²³⁹ Pu	1,6 × 10 ³	—	2,3 × 10 ²	—
²⁴⁰ Pu	1,4 × 10 ⁰	—	1,1 × 10 ⁻¹	—
²⁴¹ Pu	—	—	2,2 × 10 ⁻³	—
²⁴² Pu	2,6 × 10 ¹	5,0 × 10 ⁰	6,1 × 10 ⁰	1,2 × 10 ⁰
²⁴¹ Am	—	—	—	—
²⁴³ Am	7,8 × 10 ⁻³	—	1,1 × 10 ⁰	—

^a Las hijas en equilibrio secular con sus madres no han sido incluidas en el Cuadro.

CUADRO IV. DOSIS COLECTIVA COMPROMETIDA EN FUNCION DEL TIEMPO DE LLEGADA DE LOS RADIONUCLEIDOS A LAS AGUAS CIRCULANTES (REACTORES DE URANIO NATURAL-AGUA PESADA)

Nucleido	Ciclo con reciclado de plutonio				Ciclo abierto			
	10 ⁵ años		10 ⁶ años		10 ⁴ años		10 ⁶ años	
	1)	2)	1)	2)	1)	2)	1)	2)
(rem · hombre/GW(e) · a)								
⁹⁹ Tc	4,7 × 10 ¹	7,4 × 10 ⁰	2,4 × 10 ⁰	3,8 × 10 ⁻¹	1,8 × 10 ¹	2,8 × 10 ⁰	9,2 × 10 ⁻¹	1,5 × 10 ⁻¹
¹²⁹ I	—	—	—	—	9,0 × 10 ¹	1,9 × 10 ¹	9,0 × 10 ¹	1,9 × 10 ¹
¹³⁵ Cs	4,5 × 10 ⁰	1,9 × 10 ²	3,6 × 10 ⁰	1,5 × 10 ⁻²	3,4 × 10 ⁰	1,4 × 10 ²	2,7 × 10 ⁰	1,1 × 10 ²
²²⁶ Ra	8,4 × 10 ¹	2,0 × 10 ¹	9,9 × 10 ¹	2,4 × 10 ¹	1,2 × 10 ⁴	2,9 × 10 ³	2,2 × 10 ⁴	5,3 × 10 ³
²³⁴ U	1,3 × 10 ⁰	6,8 × 10 ⁰	8,6 × 10 ⁻¹	4,7 × 10 ⁰	1,8 × 10 ²	9,9 × 10 ²	1,9 × 10 ²	1,1 × 10 ³
²³⁵ U	3,0 × 10 ⁻¹	2,1 × 10 ⁰	3,3 × 10 ⁻¹	2,3 × 10 ⁰	5,9 × 10 ⁰	4,1 × 10 ¹	6,3 × 10 ⁰	4,4 × 10 ¹
²³⁶ U	2,8 × 10 ⁰	3,6 × 10 ⁰	2,7 × 10 ⁰	3,5 × 10 ⁰	6,3 × 10 ¹	8,2 × 10 ¹	5,9 × 10 ¹	7,7 × 10 ¹
²³⁸ U	8,2 × 10 ⁻¹	5,8 × 10 ⁰	8,2 × 10 ⁻¹	5,8 × 10 ⁰	1,9 × 10 ²	1,4 × 10 ³	1,9 × 10 ²	1,4 × 10 ³
²³⁷ Np	1,2 × 10 ²	3,4 × 10 ²	9,0 × 10 ¹	2,6 × 10 ²	1,4 × 10 ²	4,1 × 10 ²	1,1 × 10 ²	3,1 × 10 ²
²³⁸ Pu	—	—	—	—	—	—	—	—
²³⁹ Pu	1,1 × 10 ³	2,5 × 10 ³	—	—	7,7 × 10 ³	1,8 × 10 ⁴	—	—
²⁴⁰ Pu	5,3 × 10 ⁻¹	7,9 × 10 ⁻¹	—	—	6,7 × 10 ⁰	1,0 × 10 ¹	—	—
²⁴¹ Pu	7,3 × 10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—
²⁴² Pu	2,9 × 10 ¹	7,9 × 10 ¹	5,8 × 10 ⁰	1,6 × 10 ¹	1,2 × 10 ²	3,4 × 10 ²	2,4 × 10 ¹	6,5 × 10 ¹
²⁴¹ Am	—	—	—	—	—	—	—	—
²⁴³ Am	7,3 × 10 ⁰	6,7 × 10 ⁰	—	—	5,2 × 10 ⁻²	4,8 × 10 ⁻²	—	—
Sub-total	1,4 × 10 ³	3,2 × 10 ³	2,1 × 10 ²	4,7 × 10 ²	2,1 × 10 ⁴	2,4 × 10 ⁴	2,3 × 10 ⁴	8,4 × 10 ³
Totales	4,6 × 10 ³		6,8 × 10 ²		4,5 × 10 ⁴		3,1 × 10 ⁴	

1) Contribución a la dosis colectiva comprometida, vía agua dulce.

2) Contribución a la dosis colectiva comprometida, vía agua de mar.

CUADRO V. DOSIS COLECTIVA COMPROMETIDA NORMALIZADA DEBIDA AL URANIO EMPOBRECIDO PROVENIENTE DEL REPROCESAMIENTO

Nucleido	Ciclo de combustible con reciclado de plutonio	
	10 ⁵ años ^a	10 ⁶ años ^a
	(rem · hombre/GW(e) · a)	
²²⁶ Ra	5,7 × 10 ³	1,1 × 10 ⁴
²³⁰ Th	3,4 × 10 ²	6,4 × 10 ²
²³⁴ U	4,5 × 10 ²	4,9 × 10 ²
²³⁵ U	5,8 × 10 ⁰	5,8 × 10 ⁰
²³⁸ U	6,3 × 10 ²	6,3 × 10 ²
Total	7,1 × 10 ³	1,3 × 10 ⁴

^a Período de aislamiento promedio.

- REP01 - Beninson, D.; Migliori de Beninson, A.
"Radiological impact of radioactive waste management"
- REP02 - Lucero Michaut, H.
"Aplicación de la geoestadística a la resolución de problemas estructurales en macizos rocosos homogéneos"
- REP03 - Ventura, M.; Ferreri, J.C.
"Evolución temporal de un macizo granítico bajo cargas térmicas generadas por productos de fisión"
- REP04 - Ventura, M.; Ferreri, J.C.
"Evolución temporal de un macizo granítico bajo cargas térmicas generadas por productos de fisión (estudio paramétrico)"
- REP05 - Beninson, D.
"Radioactive emissions and radiation exposures resulting from nuclear power production"
- REP06 - Beninson, D.; Lindell, B.
"Application of ICRP recommendations to radioactive waste isolation"
- REP07 - Migliori de Beninson, A.; Cancio, D.
"Impacto radiológico de la gestión de residuos radiactivos del Programa Nuclear Argentino"
- REP08 - Migliori de Beninson, A.; Palacios, E.
"Política en materia de gestión de desechos y su aplicación en Argentina"
- REP09 - Palacios, E. y otros.
"Bases conceptuales para la construcción de un repositorio en la Argentina"
- REP010- Palacios, E. y otros.
"Estudios para la selección del emplazamiento de un repositorio en Argentina"
- REP011- Matar, J.A.; Girardi, J.P.; Sarquis, M.A. M. de
"Aplicación de técnicas geoestadísticas al estudio de una formación granítica destinada a la construcción de un repositorio"
- REP012- Ferreri, J.C.; VENTURA, M.
"Numerical aspects of the study of the regional thermal impact of a radioactive waste repository"
- REP013- Ferreri, J.C.; Caballero, C.H.
"Difusión de calor a partir de una fuente plana rectangular finita"
- REP014- Beninson, D.; González, A.J.
"Radiological protection criteria for radioactive waste repositories"
- REP015- Palacios, E.; Ferreri, J.C.
"Marco conceptual para el desarrollo de los modelos de predicción de los efectos locales de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad"
- REP016- Ferreri, J.C.; Ventura, M.
"Aspectos numéricos del modelado de los efectos locales de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad"
- REP017- Beninson, D.
"Criterios de radioprotección en el caso de eventos disruptivos probabilísticos"
- REP018- Ferreri, J.C.; Grandi, G.
"Models for the study of the local effects produced by a high-level radioactive waste repository"

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
Gerencia Protección Radiológica y Seguridad

	Domicilio Postal Postal Address	Télex	Facsimil	Teléfono
Sede Central (Main Headquarters)	Av. Libertador 8250 1429 - Buenos Aires Argentina	21388 PREAT AR	701 - 2431 (int. 248) (ext. 248)	701 - 2431
Centro Atómico Ezeiza Ezeiza Atomic Center	Casilla de Correo 40 1802 - Aeropuerto Ezeiza Argentina	18079 CAE AR	620 - 0480	620 - 0160