



GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA
Y SEGURIDAD

07.87.86

REPO-36

CNEA-NT 33/87

CRITERIOS Y OPCIONES UTILIZADOS EN
ARGENTINA PARA LA ELIMINACION
DE RESIDUOS RADIOACTIVOS

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
BUENOS AIRES - ARGENTINA

1987



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

07.87.46

REPO-36

CNEA-NT 33/87

CRITERIOS Y OPCIONES UTILIZADOS EN
ARGENTINA PARA LA ELIMINACION
DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Elias Palacios✓

Este trabajo será presentado en la Conferencia Internacional sobre "Nuclear Power Performance and Safety", realizado en Vienna, Austria, del 28 de septiembre al 2 de octubre de 1987.

BUENOS AIRES
1987

INIS CLASSIFICATION AND KEYWORDS

E52.00

COLLECTIVE DOSE
GEOLOGY
GRANITES
HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTES
INTERMEDIATE-LEVEL RADIOACTIVE WASTE
LOW-LEVEL RADIOACTIVE WASTES
OPTIMIZATION
RADIATION PROTECTION
RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL
RADIOLOGICAL IMPACT
UNDERGROUND DISPOSAL

CRITERIOS Y OPCIONES UTILIZADOS EN ARGENTINA PARA LA ELIMINACION DE RESIDUOS RADIATIVOS

Elías Palacios

RESUMEN

Se presentan los criterios de seguridad radiológica aplicados por la autoridad argentina para la eliminación de residuos radiactivos y se describen las opciones adoptadas para cumplir con dichos criterios. Al implementar los objetivos de seguridad radiológica se ha utilizado el concepto de barreras múltiples, es decir, barreras geológicas y de ingeniería, independientes y redundantes, de manera que la falla de una de ellas no comprometa la seguridad del sistema. Para los residuos de alta actividad las opciones seleccionadas son las siguientes: a) aislación absoluta de los residuos durante los primeros 1000 años, recubriéndolos con unos 10 cm de plomo; b) inclusión de los residuos en una matriz vítrea con una tasa de lixiviación inferior a $4 \cdot 10^{-4}$ g/cm²a; c) eliminación en formaciones geológicas estables del tipo granítico, a 500 metros de profundidad o más, en áreas de escaso interés minero actual o potencial, con conductividad hidráulica del orden de 10^{-9} m/s o menor, ubicada fuera de zonas sísmicas; y d) sellado de la instalación con bentonita de alta capacidad de intercambio iónico.

1. INTRODUCCION

Se presentan los criterios de seguridad radiológica aplicados por la Autoridad Argentina para la eliminación de residuos radiactivos y se describen las opciones adoptadas en el país para cumplir con dichos criterios.

Los residuos radiactivos son una consecuencia directa de la operación de centrales nucleares y su ciclo de combustible asociado. En Argentina, el programa nuclear se basa en reactores de uranio natural y agua pesada y se prevé la utilización de uranio levemente enriquecido y el reciclado del plutonio generado en ese ciclo. En la actualidad se encuentra en operación la Central Atucha I de 330 MW(e) y la Central Embalse de 600 MW(e), y en construcción la Central Atucha II de 760 MW(e). Además, se encuentra en estado avanzado de construcción una planta de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados. También se llevan a cabo en el país las etapas de extracción, concentración y purificación de uranio, la producción de uranio enriquecido y la fabricación de elementos combustibles.

2. CRITERIO DE SEGURIDAD RADIOLOGICA PARA LA ELIMINACION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS

Durante el funcionamiento de las instalaciones nucleares solo una pequeña fracción de la actividad producida es eliminada al ambiente junto con los efluentes líquidos y gaseosos. El resto es tratado como residuo radiactivo y eliminado en repositorios apropiados que permitan el aislamiento de los radionucleidos por un período adecuado. La eventual exposición del hombre a causa de estos repositorios se deberá a la liberación de material radiactivo a través de escenarios normales, o a situaciones accidentales.

2.1. CRITERIOS PARA EL ESCENARIO NORMAL

Los criterios de seguridad radiológica adoptados por la Autoridad Argentina para la situación "normal" son consistentes con las recomendaciones de la "International Commission on Radiological Protection" (ICRP)(1) (2). El principal objetivo es mantener las dosis individuales por debajo de límites apropiados y reducir el impacto radiológico total tanto como sea razonablemente alcanzable.

Para limitar la contribución de una fuente en particular, se ha establecido un confín superior de dosis el cual es una fracción del límite de dosis recomendado (3). Para propósitos de planificación, la autoridad fijó como confín de la dosis máxima resultante en un grupo crítico ideal, debido a la eliminación de residuos en un dado emplazamiento, 0,1 mSv en un año.

La optimización de la protección es el requerimiento básico recomendado por el ICRP relacionado con el control del impacto radiológico total. Este requerimiento implica que el detrimento proveniente de una fuente de radiación debería ser reducido por medidas de protección hasta un valor tal que reducciones futuras sean menos importantes que el esfuerzo adicional requerido para alcanzar tal reducción. En el caso de eliminación de residuos y dado las bajas dosis que son esperadas en la exposición del público, el detrimento puede ser considerado proporcional a la dosis colectiva comprometida resultante de la eliminación (4) (5) (6). En estos casos, la presencia de radionucleidos de vida muy larga hace que el cálculo de la dosis colectiva comprometida sea altamente especulativo. En optimización, sin embargo, lo que interesa son las diferencias de la dosis colectiva esperada de las diferentes opciones de protección. El período de interés es por lo tanto el período en el cual las soluciones de ingeniería de los niveles de protección alternativos tienen influencia sobre las vías de exposición, ya que las largas colas de la integral temporal de la tasa de dosis colectiva se cancelan cuando se sustraen las dosis debidas a las diferentes opciones. El período de integración para la evaluación de esta dosis colectiva comprometida truncada utilizado en Argentina es de 500 años, y se siguen procedimientos de cálculo similares a los utilizados por UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) (7).

2.2. CRITERIOS PARA SITUACIONES ACCIDENTALES

La probabilidad de muerte (o "riesgo") de un miembro del público debido a una exposición potencial resultante de una situación accidental puede expresarse como $R = P_1 \times P_2$ donde R es el riesgo, P_1 es la probabilidad de

ocurrencia de un evento que daría lugar a una dosis H en los miembros del público bajo consideración y P_2 es la probabilidad condicional de muerte dada la dosis H (9). Esta probabilidad condicional resulta de la combinación de las probabilidades de ocurrencia de efectos estocásticos y no-estocásticos.

La probabilidad de efectos estocásticos (cánceres fatales o efectos genéticos serios) es de aproximadamente 2×10^{-2} por cada sievert de dosis equivalente efectiva incurrida. La probabilidad de efectos no-estocásticos por encima de la dosis umbral varía de 0 a 1 en un rango de dosis relativamente pequeño. Por ejemplo, para mortalidad debida al síndrome agudo de radiación, la probabilidad a dosis inferiores a 2 Gray es muy próxima a cero y se acerca a 1 para dosis de 6 Gray.

Si varias situaciones accidentales potenciales, i , son posibles, el riesgo R definido en el párrafo anterior es:

$$R = \sum_i P_{1i} P_{2i}$$

donde la sumatoria, $\sum$, debería extenderse a todas las situaciones relevantes posibles de exposición.

Para la autoridad argentina, el objetivo básico es asegurar que el riesgo individual máximo de un miembro del público debido a potenciales situaciones accidentales, no exceda el riesgo aceptado para exposiciones provenientes del escenario normal. El orden de magnitud del confín de dosis anual establecido por la autoridad para esas exposiciones es de 0,1 mSv en un año y corresponde a un riesgo de letalidad del orden de:

$$R_{\max} = 10^{-4} \text{ Sv/a } 10^{-2} \text{ Sv}^{-1} = 10^{-6} \text{ a}^{-1}$$

donde: $R_{\max}$ es el valor máximo del riesgo comprometido para un año.

El criterio aplicado requiere que se consideren todas las secuencias de eventos que lleven a situaciones accidentales. La Autoridad ha seleccionado una decena de esas situaciones, luego la contribución de cada una de ellas, en promedio, no debería superar el valor de $R_1 = 10^{-7}$ por año.

En consecuencia, la probabilidad "aceptable" de ocurrencia de una secuencia accidental que de lugar a una dosis H_i , es: $10^{-7} \text{ a}^{-1} / 10^{-2} \text{ Sv}^{-1} \cdot H_i$, en la región de dosis H_i donde sólo se espera efectos estocásticos.

A altas dosis, el valor de la probabilidad aceptable es: $10^{-7} \text{ a}^{-1} / f(H_i)$, donde $f(H_i)$ es una función no lineal de la dosis la cual se hace igual a 1 a altas dosis.

La probabilidad anual de secuencias accidentales que den lugar a dosis letales no deberá exceder, por lo tanto, el orden de magnitud de 10^{-7} . El criterio descrito ha sido introducido en Argentina como requerimiento regulatorio para limitar el riesgo de situaciones accidentales en centrales nucleares, mediante la Norma CALIN 3.1.3. (10), y posteriormente extendido para la eliminación de residuos radiactivos.

3. BARRERAS MULTIPLES

En la implementación de los criterios de seguridad radiológica para la eliminación de residuos radiactivos se ha utilizado el concepto de barreras múltiples. Este concepto consiste en interponer entre los residuos radiactivos y el ambiente ocupado por el hombre una serie de barreras geológicas y de ingeniería, independientes y redundantes, de manera que la falla de una de ellas no comprometa la seguridad del sistema.

Los criterios de seguridad radiológica descriptos en el párrafo 2 se podrían cumplir con barreras geológicas adecuadamente seleccionadas; sin embargo, la Autoridad Argentina requiere que se garantice con barreras de ingeniería, en forma independiente y redundante de las barreras geológicas, un riesgo individual bajo para los individuos idealmente más expuestos. Las diversas barreras son seleccionadas teniendo en cuenta un "tiempo de aislamiento mínimo" que se desea alcanzar antes que los residuos lleguen al medio ambiente. Para determinar dicho "tiempo de aislamiento mínimo" es necesario un análisis caso por caso, teniendo en cuenta la cantidad y tipo de residuos, el emplazamiento donde se prevé su eliminación, la eficacia de las barreras alternativas y los costos involucrados en cada alternativa.

4. OPCIONES ADOPTADAS EN ARGENTINA

Se pueden identificar tres grandes grupos de residuos radiactivos según el tiempo de aislamiento necesario para cumplir con los criterios de seguridad descriptos en el ítem 2.

- i) Tiempo de aislamiento del mismo orden o menor que la vida útil de las instalaciones que producen los residuos, es decir de algunas pocas decenas de años.
- ii) Tiempo de aislamiento superior a la vida útil de las instalaciones pero no mayor que la vida útil de ciertos materiales, tales como el hormigón o algunos materiales orgánicos fácilmente utilizables como barreras de ingeniería; y
- iii) Tiempo de aislamiento superior a algunas centenas de años.

4.1. RESIDUOS DE BAJA ACTIVIDAD

Los residuos de baja actividad se encuentran encuadrados dentro del primer grupo, es decir, requieren períodos de aislación de la biosfera que van de algunos meses a unas pocas decenas de años. Dentro de esta categoría se encuentran la mayor parte de los residuos sólidos (papeles, trapos, etc.) producidos durante la operación de las instalaciones nucleares. Las barreras seleccionadas para la eliminación de estos residuos son:

- a) Acondicionamiento en bolsas de plástico dentro de tambores metálicos;
- b) Barreras geológicas que aseguren un retardo de los radionucleidos sustancialmente superior al tiempo de aislamiento requerido. Esto se logra disponiendo los residuos en trincheras de escasa profundidad, ubicadas en suelos de adecuada capacidad de retención, recubriéndolas con aproximadamente 1 metro de suelo del lugar; y

- c) Barrera física impidiendo el acceso del público a la zona de eliminación durante un período de pocas decenas de años.

Los residuos de la minería de uranio son de muy baja actividad específica pero contienen radionucleidos de vida muy larga. El riesgo que implican estos residuos para los individuos es pequeño pero dado el tiempo que permanecerán en la biosfera, de centenas de miles de años, las dosis colectivas esperadas resultantes de la exposición de gran cantidad de personas a dosis bajas, no es despreciable. En este caso, las barreras de ingeniería modificarían muy poco los resultados finales. En Argentina, la eliminación de estos residuos se realiza en la misma zona de donde se extrajo el mineral, rellenando depresiones del terreno y recubriéndolas posteriormente con alrededor de dos metros de suelo vegetal. De esta forma se reduce la emanación de radón y consecuentemente su concentración en el aire, a niveles del mismo orden de magnitud o menores de los que había antes de la explotación del yacimiento.

Los residuos conteniendo C-14 provenientes de la descontaminación de los efluentes gaseosos de las centrales nucleares implican riesgos de características similares a las de los residuos de la minería de uranio, aunque los volúmenes involucrados son sustancialmente inferiores. Estos residuos serán acondicionados y posteriormente eliminados en un repositorio, junto con los residuos de alta actividad.

4.2. RESIDUOS DE MEDIA ACTIVIDAD

Los residuos de media actividad estarían incluidos en su mayoría dentro de la segunda categoría; es decir, requieren períodos de aislamiento que se puede extender hasta unos pocos cientos de años. Dentro de esta categoría se encuentran los residuos conteniendo Co-60, las resinas y filtros del circuito primario de las centrales nucleares y las fuentes de uso médico e industrial en general. Las barreras seleccionadas para estos residuos son:

- a) Inclusión en una matriz estable: (ej: cemento);
- b) Disposición en cubículos de hormigón apropiados para asegurar su integridad e impermeabilidad por períodos de 100-200 años;
- c) Barrera geológica que asegure un retardo sustancialmente superior a 200 años. Esto se logra construyendo los cubículos de hormigón en terrenos arcillosos de adecuada capacidad de intercambio iónico, en áreas de muy bajo gradiente hidráulico (10^{-3} - 10^{-4});
- d) Sellado final de los cubículos con cemento.

Los residuos de media actividad conteniendo pequeñas cantidades de emisores alfa, provenientes del reprocesamiento de elementos combustibles irradiados, serán eliminados en una mina subterránea agotada, ubicada en una formación rocosa, a algunas decenas de metros de profundidad, en áreas de baja conductividad hidráulica.

4.3. RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD

Los residuos de alta actividad provienen del reprocesamiento de elementos combustibles irradiados. Las barreras contempladas son las siguientes (12) (13).

- a) Aislación absoluta de los residuos durante los primeros 1000 años. Para ello se los recubrirá con unos 10 cm de plomo;
- b) Inclusión de los residuos en una matriz vítrea estable y de muy baja tasa de lixiviación (inferior a $4 \cdot 10^{-4}$ g/cm² a), conteniendo 10% en peso de óxido de productos de fisión y actínidos asociados. La lenta disolución del vidrio retardaría la llegada de cantidades significativas de residuos a la biosfera en el orden de los 10.000 años;
- c) Barreras geológicas estables, con muy baja conductividad hidráulica. Se contempla eliminar los residuos en una formación granítica, a 500 metros de profundidad o más, ubicada fuera de zonas sísmicas, en áreas sin interés minero actual o potencial, con conductividad hidráulica del orden de 10^{-9} m/s o menor y,
- d) Sellado de la instalación con bentonita de alta capacidad de intercambio.

5. IMPACTO RADIOLOGICO

El impacto radiológico debido a las diferentes etapas del ciclo de combustible argentino fue evaluado para el escenario normal en trabajos previos que se resumen en la Tabla 1 (5) (6).

Se calculó también el impacto radiológico proveniente de situaciones accidentales que inhabiliten las barreras geológicas. Es decir, se calculó el impacto resultante del funcionamiento exclusivo de las barreras de ingeniería. En este caso, se supuso que el repositorio es atravesado por una fractura de alta conductividad hidráulica y el subsiguiente transporte de las aguas subterráneas a los cursos de agua superficial sufriría un retardo del orden de los 10^4 años. Este retardo, que es del mismo orden de magnitud que el tiempo que le demandaría a la matriz vítrea para disolverse, fue deducido a partir de modelos conservativos tanto para la estimación del movimiento del agua subterránea como para la estimación del retardo de los radionucleidos. Estas hipótesis son confirmadas con las mediciones del tiempo de tránsito del agua que circula por fracturas de alta conductividad hidráulica a esas profundidades, en el emplazamiento seleccionado para la construcción del repositorio, que resultó mayor de $2 \cdot 10^4$ años.

Los modelos utilizados en la estimación de la dosis colectiva se describen en los trabajos citados anteriormente (5)(6). La dosis colectiva comprometida resultante, si falla totalmente la barrera geológica, es de $8 \cdot 10^2$ Sv hombre/GW(e)a, un orden de magnitud superior que la estimada para el escenario normal para un período de aislamiento de 10^5 años (13).

Para evaluar las dosis individuales en proximidades del repositorio, se consideró un grupo crítico idealizado constituido por individuos que tomen agua potable proveniente de un manantial de la zona al que podrían llegar los residuos movilizadas de la disolución del vidrio. Para dicho grupo crítico se estimó que las dosis individuales máximas que podrían esperarse son del orden de algunos μ Sv para el caso del escenario normal (6) hasta algunas decenas de μ Sv para la hipótesis de fallas en las barreras geológicas analizadas (13).

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. 53p. Annals of the ICRP, vol 1: n°3 (1977). 1977.
- (2) International Commission on Radiological Protection. Sutton (UK). "Radiation protection principles for disposal of solid radioactive waste. Adopted July, 1985". ICRP Publication 46. Oxford, Pergamon Press, 1985. 23p. Annals of the ICRP, vol. 15: n°4 (1985).
- (3) Beninson, D. "Limitation of future radiation exposures from the present operation of nuclear fuel cycle installations". 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.565-574.
- (4) Beninson, D.; González, A.J. "Application of the dose limitation system to the control of releases of carbon-14 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.
- (5) Beninson, D.; Migliori de Beninson, A. "Radiological impact of radioactive waste management". INFCE/WG7 7/18, Buenos Aires (1978).
- (6) Migliori de Beninson, A.; Cancio, D. "Impacto radiológico de la gestión de residuos radiactivos del Plan Nuclear Argentino". International Conference on radioactive waste management. Seattle, Washington, May 16-20 (1983). Proceedings series. STI/PUB/649. vol. 1: p. 331-334. CNEA-NT 30/85 (REPO-08)
- (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. Sale N° E.82.IX.8 06300 p.
- (8) Migliori de Beninson, A.; Palacios, E. "Política en materia de gestión de desechos y su aplicación en Argentina". International conference on radioactive waste management. Seattle, Washington, May 16-20 (1983). Proceedings series. STI/PUB/649. vol. 1: p. 139-148. CNEA-NT 31/85 (REPO-08). 1983.
- (9) González, A.J. "The regulatory use of probabilistic safety analysis in Argentina". Proceedings of the International on thermal nuclear reactor safety. Chicago, Aug. 29 - Sept. 2, 1982. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, (1983). NUREG/CP 0027. 87-97.
- (10) Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Consejo Asesor Licenciamiento Instalaciones Nucleares. "Criterios radiológicos relativos a accidentes". Buenos Aires, CNEA (1979). Norma CALIN 3.1.3.

- (11) Palacios, E.; Matar, J.; Perucca, C. et al. "Bases conceptuales para la construcción de un repositorio en Argentina". International Conference on radioactive waste management. Seattle, Washington, may 16-20 (1983). Proceedings series. STI/PUB/649. vol.3: p. 179-190. CNEA-NT 38/85 (REPO-09). 1983.
- (12) Beninson, D.J.; González, A.J.; Palacios, E. et al. "The Argentine radioactive waste repository: basic criteria, preliminary siting and design conceptual basis". International symposium on the siting, desing and construction of underground repositories for radioactive wastes. Hannover, march 3-7 (1986). Proceedings series. STI/PUB/715. p.35-46. REPO-19 (CNEA). Hanover, 1986.
- (13) Oliveira, A. "Evaluación radiológica relacionada con situaciones anormales en un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad". Comisión Nacional de Energía Atómica (1987). (en preparación).

TABLA 1

Dosis colectiva comprometida debido a las distintas etapas del ciclo de combustible argentino

E T A P A	Sv hombre/GW(e) a	
	Tiempo de aislación	
	10 ⁵ a	10 ⁶ a
Extracción y concentración de uranio	1,4.10 ²	
Fabricación de elementos combustibles	2.10 ⁻¹	4.10 ⁻¹
Operación de reactores	6,0.10 ²	
Reprocesamiento	2.10 ⁰	
Uranio empobrecido	8.10 ¹	1,4.10 ²
Residuos de alta actividad	5.10 ¹	7.10 ⁰

- REPO-16 Ferreri, J.C.; Ventura, M.
"Aspectos numéricos del modelado de los efectos locales de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad"
- REPO-17 Beninson, D.
"Criterios de radioprotección en el caso de eventos disruptivos probabilísticos"
- REPO-18 Ferreri, J.C.; Grandi, G.
"Models for the study of the local effects produced by a high-level radioactive waste repository"
- REPO-19 Beninson, D.J.; et al.
"The argentine radioactive waste repository: basic criteria, preliminary siting and design conceptual basis"
- REPO-20 De Micheli, S.M. de; et al.
"Uso del plomo en contenedores de residuos radiactivos de alta actividad: estudio de resistencia a la corrosión"
- REPO-21 Peruca, J.C.; et al.
"Investigaciones geológicas e hidrológicas con procesamiento geoestadístico en la preselección del emplazamiento de un repositorio subterráneo para los residuos radiactivos de alta actividad del Programa Nuclear Argentino"
- REPO-22 Varani, J.L.; et al.
"Analysis of different vitreous matrices of the borosilicatype"
- REPO-23 Varani, J.L.; Petraitis, E.J.; Vazquez, A.
"Vitrificación de residuos radiactivos líquidos de alta actividad"
- REPO-24 Varani, J.L.; Petraitis, E.J.; Pasquali, R.C.
"Evaluación de matrices vítreas para inclusión de residuos radiactivos"
- REPO-25 Russo, D.; Messi de Bernasconi, N.; Audero, M.
"Fijación de residuos de alta actividad en matriz vítrea sinterizada"
- REPO-26 Wetten, C.; Grassi, J.I.
"Hydrogeological features of a rocky massif to be used as a nuclear repository"
- REPO-27 Girardi, J.P.; Matar de Sarquís, M.
"Selection of a minimum fracturation area by means of geostatistic for emplacement of subsurface civil works of a nuclear repository in crystalline rock"
- REPO-28 Matar, J.A.; et al.
"Geostatistical investigations of rock masses. The Sierra del Medio case (Argentina)"
- REPO-29 Perucca, J.C.; et al.
"Geological and geophysical investigations at Sierra del Medio Massif - Argentina"

- REPO-01 Beninson, D.; Migliori de Beninson, A.
"Radiological impact of radioactive waste management"
- REPO-02 Lucero Michaut, H.
"Aplicación de la geoestadística a la resolución de problemas estructurales en macizos rocosos homogéneos"
- REPO-03 Ventura, M.; Ferreri, J.C.
"Evolución temporal de un macizo granítico bajo cargas térmicas generadas por productos de fisión"
- REPO-04 Ventura, M.; Ferreri, J.C.
"Evolución temporal de un macizo granítico bajo cargas térmicas generadas por productos de fisión (estudio paramétrico)"
- REPO-05 Beninson, D.
"Radioactive emissions and radiation exposures resulting from nuclear power production"
- REPO-06 Beninson, D.; Lindell, B.
"Application of ICRP recommendations to radioactive waste isolation"
- REPO-07 Migliori de Beninson, A.; Cancio, D.
"Impacto radiológico de la gestión de residuos radiactivos del Programa Nuclear Argentino"
- REPO-08 Migliori de Beninson, A.; Palacios, E.
"Política en materia de gestión de desechos y su aplicación en Argentina"
- REPO-09 Palacios, E.; et al.
"Bases conceptuales para la construcción de un repositorio en la Argentina".
- REPO-10 Palacios, E.; et al.
"Estudios para la selección del emplazamiento de un repositorio en Argentina"
- REPO-11 Matar, J.A.; Girardi, J.P.; Matar de Sarquís, M.
"Aplicación de técnicas geoestadísticas al estudio de una formación granítica destinada a la construcción de un repositorio"
- REPO-12 Ferreri, J.C.; VENTURA, M.
"Numerical aspects of the study of the regional thermal impact of a radioactive waste repository"
- REPO-13 Ferreri, J.C.; Caballero, C.H.
"Difusión de calor a partir de una fuente plana rectangular finita"
- REPO-14 Beninson, D.; González, A.J.
"Radiological protection criteria for radioactive waste repositories"
- REPO-15 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"

- REPO-30 Russo, D.O.; Messi de Bernasconi, N.; Audero, M.A.
"Inmovilización de residuos de alta actividad en vidrios sinterizados: 1) Proceso de prensado en caliente"
- REPO-31 Bevilacqua, A.M.; et al.
"Inmovilización de residuos de alta actividad en vidrios sinterizados: II) Proceso de prensado a temperatura ambiente"
- REPO-32 Ventura, M.
"Predicción de la migración de radionucleídos en un medio rocoso. Parte I"
- REPO-33 Ventura, M.
"Predicción en la migración de radionucleídos en un medio rocoso. Parte II-Caso bidimensional"
- REPO-34 Palacios, E.
"Política argentina para la eliminación de residuos radiactivos"
- REPO-35 Pahisa, M.; et al.
"Primeros ensayos vinculados a la vitrificación de residuos líquidos de alta actividad".

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	23462 CAE PRS AR	620 - 0480	620 - 0160