

GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA
Y SEGURIDAD

REPO-8

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

CNEA-NT 31/85

POLITICA EN MATERIA
DE GESTION DE DESECHOS
Y SU APLICACION EN ARGENTINA

Migliori de Beninson, A[†]; Palacios, E.

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

REPO-8

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

CNEA-NT 31/85

POLITICA EN MATERIA
DE GESTION DE DESECHOS
Y SU APLICACION EN ARGENTINA

Migliori de Beninson, A[†]; Palacios, E.

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

COLLECTIVE DOSE(*)
HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTES
RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL
REPOSITORIES(*)
UNDERGROUND DISPOSAL
WASTE MANAGEMENT

(*) Not shown in INIS Thesaurus 1985.

POLITICA EN MATERIA DE GESTION DE DESECHOS
Y SU APLICACION EN ARGENTINA

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

RESUMEN

El Programa Nuclear Argentino representa un caso de desarrollo nucleoelectrico en expansión, que prevé el reprocesamiento del combustible usado y el reciclado del plutonio producido. Contempla además todas las etapas del ciclo de combustible de uranio natural. Este trabajo presenta las bases de una política de gestión de residuos radiactivos del Programa, con particular énfasis en el tema de residuos de alta actividad y de actínidos. Los criterios básicos son la limitación del riesgo individual, teniendo en cuenta la probabilidad y dosis resultantes de eventos disruptivos del aislamiento geológico y la optimización de los aspectos de ingeniería de protección, dando igual peso monetario a las dosis colectivas presentes y futuras. Se ha usado también una estimación del impacto (representado por la dosis colectiva debida al repositorio) por unidad de energía eléctrica generada por el Programa Nuclear, para analizar la aceptabilidad de la solución adoptada.

ABSTRACT

The Argentine nuclear programme is an example of an expanding nuclear power development programme which provides for the reprocessing of spent fuel and the recycling of the plutonium produced. It also covers all stages of the natural uranium fuel cycle. The present paper outlines the radioactive waste management policy behind the programme, with particular reference to high-level waste and actinides. The basic criteria are the limitation of individual risks, taking into account the probability of, and doses resulting from, events disrupting the geological insulation, and the optimization of protection engineering aspects, equal monetary weight being given to present and future collective doses. An estimate of the impact (represented by the collective dose due to the repository) per unit of electricity generated by the nuclear programme has been used to analyze the acceptability of the solution adopted.

1. INTRODUCCION

Las actividades nucleares se iniciaron en la Argentina con la creación de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), órgano gubernamental que tiene la responsabilidad de promover y controlar el uso de la energía nuclear. Las actividades comenzaron hace más de treinta años y se consolidaron con la formulación del Programa Nuclear Argentino (PNA) a partir de 1979^{1,2}.

Uno de los objetivos primarios del PNA es la generación de energía nucleoelectrica mediante un ciclo de combustible de uranio natural con reciclado de plutonio. En la actualidad, la central nuclear Atucha I, de 330 MW(e), se encuentra operando desde 1974, la de Embalse, de 600 MW(e), entró recientemente en operación y la de Atucha II, de 745 MW(e), está en construcción. Además, se cumplen en el país las etapas de extracción, concentración y purificación de uranio, fabricación de elementos combustibles, y se encuentra en estado avanzado de construcción una planta para el reprocesamiento de elementos combustibles irradiados. El PNA también comprende la investigación y el desarrollo asociados y la producción de subproductos tales como los radioisótopos.

Una pequeña fracción de la actividad producida en la operación de las instalaciones nucleares es liberada al ambiente como efluentes líquidos o gaseosos. El resto es tratado como residuo radiactivo y es eliminado en sistemas de contención que aseguran un aislamiento de los radionucleidos por un período adecuado.

Durante muchos años, aún mucho antes de que se generaran en el país cantidades significativas de energía nuclear, las autoridades argentinas apoyaron firmemente la investigación y el estudio del transporte ambiental de radionucleidos provenientes de los efluentes radiactivos. Estos estudios proveyeron una base importante para el desarrollo de la política del país en la gestión de residuos radiactivos.

Casi tres décadas antes de que el primer reactor nuclear de potencia iniciara la producción de electricidad de origen nuclear, la Argentina estaba trabajando activamente en estudios radioecológicos de productos de fisión, incluyendo el transporte, desde el depósito sobre el suelo a la cadena alimenticia, de radionucleidos provenientes del "fallout" de explosiones nucleares. Las evaluaciones llevadas a cabo en este campo resultaron ser una experiencia básica para el planteo de modelos ambientales, lo que fue útil, no solamente para desarrollar criterios para otros tipos de evaluaciones ambientales, sino también para establecer límites para la liberación de efluentes radiactivos en diversas instalaciones nucleares (3-6).

Durante el mismo período, se formó una política básica de protección radiológica, aplicable a la protección del público. Esta política incluía tanto la limitación de las dosis individuales a una fracción del límite de dosis, como tomaba en consideración la dosis colectiva comprometida resultante de las fuentes o las prácticas que originaban las liberaciones de material radiactivo. Esta política evolucionó naturalmente, incorporando el concepto de optimización recomendado por la CIPR. En efecto, Argentina fue pionera en la optimización cuantitativa relacionada con el control de efluentes.

2. PRINCIPIOS BASICOS DE PROTECCION RADIOLOGICA PARA LA DESCARGA DE EFLUENTES

Los principios básicos de la protección radiológica, según la publicación N° 26 de la CIPR⁷, requieren que se cumplan los siguientes criterios, cuando se fijen límites de liberación al ambiente:

- a) El control de la liberación debe ser optimizado. Este requerimiento, relacionado con la fuente, se refiere a la elección de un nivel de control tal que ulteriores reducciones de la exposición resultante de la liberación sean menos significativas que los esfuerzos adicionales requeridos para lograr dichas reducciones;
- b) Los límites de dosis para miembros individuales del público (p. ej., el grupo crítico) no deben ser excedidos. Al implementar este requerimiento, relacionado con el individuo, los límites de liberación deben tomar en consideración la presencia de otras fuentes de exposición a la radiación, la operación continuada de todas esas fuentes en el futuro y la eventual instalación de nuevas fuentes.

Diversas publicaciones de la CIPR (7-9) dan las bases para el uso de técnicas de optimización con el fin de lograr el requerimiento de protección radiológica de "mantener las dosis tan bajas como sea razonablemente obtenible".

En el contexto del control de efluentes radiactivos, la optimización involucra la elección de un nivel de control que minimiza el costo combinado de las medidas de control y el costo del detrimento de la radiación correspondiente a dichas medidas de control (10-12).

La liberación al ambiente desde una única fuente puede ser considerada como compuesta por varias liberaciones parciales, cada una de las cuales requiere medidas de control apropiadas. La optimización, según se describe en la Publicación 26 de la CIPR⁷, implica:

$$\sum_j (X_j + \alpha S_{E,j}^C) = \text{mínimo}$$

donde X_j es el costo del control del subsistema j , $S_{E,j}^C$ es la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida resultante del subsistema j cuando su costo de control es X_j y α es el valor monetario asignado a la unidad de dosis equivalente efectiva colectiva.

Se puede demostrar que la optimización del control puede obtenerse optimizando cada sistema independiente, tomado separadamente, y que esta condición se logra si:

$$\frac{dX_j}{dS_{E,j}^C} = -\alpha$$

Del mismo modo, la optimización para la liberación total de material proveniente de diversas instalaciones en un sitio determinado puede obtenerse optimizando separadamente los controles en cada instalación, siempre que la condición de independencia sea aplicable.

En muchas evaluaciones prácticas de optimización, los cambios de los niveles de control pueden ser logrados por incrementos finitos, siendo X y S_E^C valores discretos y no variables continuas. La decisión de pasar de un nivel de con-

control A a un nivel de control B, más restrictivo, podría ser tomada si:

$$\frac{X_B - X_A}{A S_E^C - B S_E^C} < \alpha$$

En concordancia con las recomendaciones de la CIPR, la autoridad regulatoria de Argentina dictó una norma para la limitación de las descargas provenientes de centrales nucleares ¹³. Las principales características de esa norma se pueden resumir como sigue:

- a) Los sistemas de retención de efluentes radiactivos deben ser optimizados.
- b) La dosis anual en el grupo crítico debida a la liberación de efluentes no debe exceder 0,3 mSv.
- c) La dosis colectiva comprometida no debe exceder $1,5 \cdot 10^{-2}$ Sv·hombre por MW·a de energía eléctrica generada.

El primer requerimiento se alcanza mediante un análisis diferencial costo-beneficio, según se describió anteriormente, calculando la dosis equivalente efectiva colectiva comprometida (o dosis colectiva total), S, como una integral doble de las tasas de dosis individuales, tal que:

$$S = \int_0^B \int_0^B \dot{H}_E N(\dot{H}_E) d\dot{H}_E dt$$

donde $N(\dot{H}_E)$ es la distribución de población en términos de tasas de dosis equivalente efectiva, siendo $N(\dot{H}_E)d\dot{H}_E$ el número de individuos que reciben en un dado instante una tasa de dosis equivalente efectiva en el intervalo entre $\dot{H}_E$ y $\dot{H}_E + d\dot{H}_E$. Asimismo, la autoridad regulatoria utiliza para las evaluaciones de optimización de los niveles de descarga de material radiactivo un valor único de α de 10.000 dólares/Sv·hombre.

El requerimiento b) es un "upper bound" para las dosis individuales incurridas como consecuencia de la operación de centrales de potencia. Tiene por finalidad cumplir con el límite de dosis 1 mSv por año, recomendado por la CIPR para miembros individuales del público, teniendo en cuenta todas las prácticas con radiación⁷.

El requerimiento c) resulta de la necesidad de mantener las dosis individuales futuras, debidas a prácticas actuales y futuras, por debajo de los límites de dosis individuales. Se asume que alrededor del 50% de las exposiciones provenientes de todas las prácticas se debe al ciclo del combustible nuclear. Esta fracción resultará de la suma de los "upper bound" relevantes en el futuro para la dosis individual, $H_{L,m}$, la cual se asume que se mantendrá en 0,3 mSv por año, más la dosis per caput debida a la contaminación ambiental regional y mundial. Este segundo factor es proporcional a la tasa de generación de energía per caput, I, y a la dosis colectiva comprometida incompleta por unidad de práctica debida a todas las operaciones del ciclo de combustible¹⁴. La ecuación resultante es:

$$H_{L,m} + I S_{1MW \cdot a}^{500a} < \frac{1}{2} 1 \text{ mSv/a}$$

Se estima que en la región de Argentina se alcanzará en equilibrio una capacidad instalada per caput de energía eléctrica de origen nuclear de $5 \cdot 10^{-3}$ MW/

habitante. Por otra parte, se estima que para todo el ciclo del combustible, la dosis colectiva incompleta comprometida por MW·a producido no excederá $4 \cdot 10^{-2}$ Sv·hombre/MW·a. Alrededor de un tercio de ese valor fue seleccionado para la operación de reactores. Por lo tanto,

$$S_{1MW \cdot a}^{500a} < 1,5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv} \cdot \text{hombre/MW} \cdot \text{a}$$

La autoridad regulatoria de Argentina dictó también normas para la limitación de efluentes radiactivos provenientes de instalaciones radiactivas relevantes¹⁵. Los requerimientos de esta norma coinciden con los enunciados para centrales de potencia con excepción del punto c). En este caso, se establece que la dosis colectiva comprometida no debe exceder 10^{-4} Sv·hombre por Ci·año del inventario integrado anual calculado como la integral temporal de la actividad presente en la instalación a lo largo de un año.

3. CRITERIOS PARA LA ELIMINACION DE RESIDUOS RADIATIVOS

Los objetivos básicos de protección radiológica para la eliminación de residuos radiactivos no difieren de los utilizados en las demás etapas del ciclo de combustible, es decir, evitar la ocurrencia de efectos no-estocásticos, limitar la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos y reducir tanto como sea razonable el detrimento colectivo.

Para alcanzar estos objetivos es necesario lograr que los residuos eliminados permanezcan aislados del hombre el tiempo necesario para que, por decaimiento radiactivo, se haya reducido suficientemente la actividad original.

Parte de los residuos radiactivos generados en el ciclo de combustible nuclear son de período de semidesintegración corto. En ese caso, el aislamiento deseado se logra eliminando los residuos en el suelo, a poca profundidad.

La minería de uranio produce un volumen muy grande de residuos de baja actividad específica. Las dosis individuales suelen resultar bajas y los objetivos citados se reducen a disminuir el impacto colectivo de la eliminación tanto como sea razonable.

Los residuos de alta actividad, provenientes del reprocesamiento de elementos combustibles irradiados, contienen más del 99,9% de toda la actividad producida en el ciclo de combustible. Teniendo en cuenta la filosofía nacional para la gestión de desechos y el tiempo transcurrido entre la eliminación de los residuos radiactivos y su entrada a la biosfera, se puede dividir el problema en dos etapas. Una abarca el período en que la actividad de los productos de fisión es predominante y se prolonga durante los primeros 1000 años. Pasado este período, el problema cambia de escala porque, al desaparecer por decaimiento radiactivo los productos de fisión, se asegura un riesgo individual pequeño. No obstante, resta un problema residual, constituido por los radionucleidos de período de semidesintegración muy largo, que perdurará hasta millones de años^(16,17).

Los efectos no-estocásticos se evitarán enteramente diseñando el contenedor de residuos de manera que los mantenga convenientemente aislados durante el período necesario para que los niveles de actividad hayan decaído suficientemente.

Para limitar el riesgo individual, es decir para lograr que el riesgo individual de las personas que más se irradian con esos contenedores sea del mismo orden que los riesgos de la vida diaria, es necesario que los residuos queden inmovilizados dentro del contenedor alrededor de 1000 años, y a partir de ese momento comiencen a disolverse muy lentamente. Esto se logra incorporando los residuos en una matriz vítrea cuya tasa de lixiviación no supere los $4 \cdot 10^{-4}$ g/cm²·a¹⁶.

Finalmente, resta reducir tanto como sea razonable el detrimento colectivo. Transcurrido el período de aislamiento logrado con barreras de ingeniería, el contenedor se va a corroer por acción del agua y los residuos comenzarán a lixiviar emigrando hasta la biosfera. Para reducir ese impacto global, además de usar un contenedor que garantice un riesgo individual bajo, se pretende colocar los residuos en un lugar que retarde la llegada de los radionucleidos a la biosfera por un período del orden de los 100.000 años. Se piensa lograr ese aislamiento colocando los contenedores en una formación geológica estable, a más de 500 m de profundidad, en una zona que no tenga interés minero potencial, con muy escasa conductividad hidráulica.

• IMPLEMENTACION DE LA POLITICA DE GESTION DE DESECHOS

4.1. Eliminación de efluentes

La aplicación de la política argentina de gestión de desechos requiere soluciones particulares para cada instalación nuclear (¹⁴, 18-20). Los límites de descarga de efluentes son obtenidos mediante la optimización de los niveles de control, analizando distintas alternativas para reducir la actividad eliminada al ambiente. De forma similar se determinan los sistemas de contención más adecuados para la eliminación de residuos radiactivos (^{21,22}).

Como ejemplo de implementación de la política de gestión de desechos, se menciona un requerimiento efectuado por la autoridad regulatoria para controlar las descargas de C-14 provenientes de la operación de centrales nucleares moderadas con agua pesada. La necesidad de respetar un "upper bound" apropiado para las dosis individuales en el futuro requiere reducir las descargas actuales. Por otra parte, la optimización de esos niveles de descarga muestra que se debe aumentar la capacidad de los sistemas de control hasta alcanzar un factor de descontaminación del orden de 100. La central Atucha II, actualmente en construcción, es la primera central en el mundo que prevé un sistema de retención de C-14 (^{14,23,24}).

La política de gestión de desechos aplicada a las descargas provenientes de colas del proceso de concentración de uranio muestra la necesidad de reducir la emanación de radón. La autoridad argentina requiere en tal sentido que las colas, una vez finalizado el acopio de material, sean recubiertas con 2 m de suelo²⁵.

4.2. Gestión de residuos radiactivos

La mayor parte de la actividad de los residuos del programa nuclear argentino se encuentra dentro de los elementos combustibles usados. El resto, proveniente de las etapas del ciclo de combustible actualmente en operación (excepto la minería de uranio y la producción de radioisótopos) está formado principalmente por radionucleidos de período de semidesintegración corto. Los residuos producidos en la extracción y concentración de uranio son de muy baja actividad específica, de gran volumen, con radionucleidos de larga vida.

El primer paso de la gestión de desechos se basa en la segregación de los residuos en el momento de su generación, tratando de evitar cualquier dilución posterior. De esta manera se consigue reducir el volumen de residuos y, consecuentemente, reducir el costo de capital y operación de las instalaciones de tratamiento y eliminación.

Los residuos líquidos de baja actividad son almacenados en tanques para su decaimiento y posteriormente eliminados en trincheras construídas sobre un terreno arcilloso de características de retención conocidas (26-28). Sólo un pequeño volumen de residuos de actividad intermedia, provenientes principalmente de la central Atucha I, son solidificados y luego tratados como residuos sólidos.

Los residuos sólidos son radionucleidos de período de semidesintegración corto ($T_{1/2}$ hasta 5 años) son tratados y acondicionados en tambores metálicos de 200 L y posteriormente eliminados en trincheras superficiales, dentro de un área destinada para tal fin. Los residuos conteniendo pequeñas cantidades de emisores alfa o radionucleidos de período largo son eliminados en cubículos especiales de hormigón, enterrados a poca profundidad. Los residuos producidos en la extracción y concentración de uranio son eliminados in situ y luego recubiertos con 2 m de suelo.

Los residuos de alta actividad se producirán a partir de la puesta en operación de una planta de reprocesamiento semi-industrial actualmente en avanzado estado de realización. Los residuos líquidos serán incluidos en una matriz de vidrio de tipo borosilicato, dentro de un contenedor que los mantendrá aislados de la acción del agua por un período de 1000 años aproximadamente. Los contenedores serán eliminados en un repositorio construido en una formación granítica estable, a 500 m de profundidad²⁹. En este repositorio serán eliminados también residuos conteniendo cantidades significativas de radionucleidos de período muy largo, como el C-14 retenido de la descarga de efluentes de las centrales nucleares¹⁴.

REFERENCIAS

1. Castro Madero, C. "El Plan Nuclear Argentino y su proyección futura". Futurable vol. 10: 25-39, 1981.
2. Poder Ejecutivo Nacional, Buenos Aires (Argentina). "Decreto 302/79". Boletín Oficial del 14.2.79.

3. Beninson, D. y otros. "Transferencia de contaminantes radiactivos en las cadenas alimenticias". 4th. Interamerican Symposium on the Peaceful application of Nuclear Energy. Mexico, Apr. 9-13, 1962. p. 85-92.
4. Beninson, D.; Vander Elst, E. y Cancio, D. "Incorporación de productos de fisión en plantas acuáticas". Buenos Aires, CNEA, 1964. CNEA-138. 14 p.
5. Beninson, D.; Migliori de Beninson, A. y Menossi, C. "Fallout radiactivo debido a las explosiones en el Pacífico Sur en el período 1966-1970". Buenos Aires, CNEA, 1972. CNEA-321.
6. Beninson, D. y otros. "Radioestroneo en el hombre en función de la edad" Buenos Aires, CNEA, 1972. CNEA-322. 39 p.
7. 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.
8. International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "Implications of Commission recommendations that doses be kept as low as readily achievable. A report by Committee 4 of the International Commission in April 1973". ICRP Publication 22. Oxford, Pergamon Press, 1973. 23 p.
9. International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "Cost-benefit analysis in the optimization of radiation protection. A report of Committee 4 of the International Commission on Radiological Protection. Adopted by the Commission in June 1982". ICRP Publication 37. Oxford, Pergamon Press, 1983. 75 p. Annals of the ICRP vol. 10: N° 2/3, 1983.
10. Beninson, D. "Optimization of radiation protection". Topical Seminar Application of the dose limitation system for radiation protection; practical implications". Vienna, mar. 5-9, 1979. Proceedings series. STI/PUB/521. p. 85-99.
11. Beninson, D. "Justification and optimization in radiation protection". 5th. International Congress of the International Radiation Protection Association. Jerusalem, mar. 9-14, 1980. vol. 3: 11-18.
12. International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria). "Normas básicas de seguridad en materia de protección radiológica". ed. 1982. Vienna, OIEA, 1982. 172 p. (Colección Seguridad N° 9).
13. 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.
14. 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.

15. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Consejo Asesor Licenciamiento Instalaciones Nucleares. "Limitación de efluentes radiactivos de instalaciones radiactivas relevantes". Buenos Aires, CNEA, 1982. NORMA CALIN 6.1.2.
16. 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).
17. Migliori de Beninson, A. y Cancio, D. "Impacto radiológico de la gestión de residuos radiactivos del programa nuclear argentino". International Conference on Radioactive Waste Management. Seattle, may 16-20, 1983. Proceedings series. STI/PUB/649. vol. 1: 331-344.
18. González, A.J. y otros. "Ejemplos de optimización de la protección radiológica en el diseño y la explotación". 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. 173-190.
19. Bruno, H.; Nollmann, C. y Palacios, E. "Estudio de optimización de la protección radiológica mediante el control de las descargas de efluentes en una planta de obtención de UO_2 ". 1er. Congreso Mundial de Ingeniería y Ambiente. Buenos Aires, nov. 1981.
20. Segado, R.; López Lizana, F. y Reyes, R. "Código de cálculo para optimizar la protección radiológica". 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. 45-55.
21. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina) e Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima (Perú). "Evaluación de la zona de emplazamiento y del área de influencia del Centro Nuclear de Investigaciones del Perú. Cap. 11. Evaluación radiosanitaria; evaluación de los impactos radiológicos esperados y potencial del CNIP". Buenos Aires, CNEA, 1981.
22. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). "Trincheras para Líquidos Radiactivos CAE; especificaciones técnicas; obra N° 2/81". Buenos Aires, CNEA, 1981.
23. CNEA Nuclear Power Plant Atucha II; preliminary safety analysis report. Buenos Aires, 1981. 11 vol.
24. Ontario Hydro, Toronto (Canadá). "Engineering Studies for Carbon-14 Control". Feb. 1980. Exhibit E-137.
25. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). "Requerimiento de la CNEA como autoridad competente para explotaciones mineras y plantas de tratamiento de mineral de uranio". (expediente). Buenos Aires, CNEA-Gcia. Prot. Rad. y Seg., 1982.
26. Beninson, D.; Vander Elst, E. y Ramos, E. "Estudio de evolución de materiales radiactivos en el medio terrestre". Buenos Aires, CNEA, 1964. CNEA -133. 22 p.

27. Beninson, D. y otros. "Comportamiento de productos de fisión en suelos". Buenos Aires, CNEA, 1966. CNEA-171. 23 p.
28. Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina) e Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima (Perú). "Evaluación de la zona de emplazamiento y del área de influencia del Centro Nuclear de Investigaciones del Perú" Cap. 5 Hidrología; dispersión de cursos de agua y en aguas subterráneas". Buenos Aires, CNEA, 1981.
29. 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.

- 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