

capítulo III

CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

III.I. INTRODUCCIÓN

Se suele denominar ciclo de combustible nuclear al conjunto de las etapas necesarias para proveer combustible a los reactores nucleares, su utilización en los mismos y a la gestión de los residuos radiactivos resultantes. Consiste en la explotación de los yacimientos de uranio; la purificación del uranio y su conversión en material de uso nuclear; de ser el caso, el enriquecimiento en uranio 235 del uranio natural, la fabricación de elementos combustibles; la operación de las centrales nucleoelectricas y de los reactores de investigación y de producción de radioisótopos; el eventual reprocesamiento de los elementos combustibles usados; la gestión de los residuos radiactivos; y las tareas de investigación y desarrollo asociadas.

La **Figura III.1.** muestra un esquema del ciclo de combustible nuclear y la **Figura III.2.** muestra la distribución geográfica de las actividades nucleares en Argentina.

CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

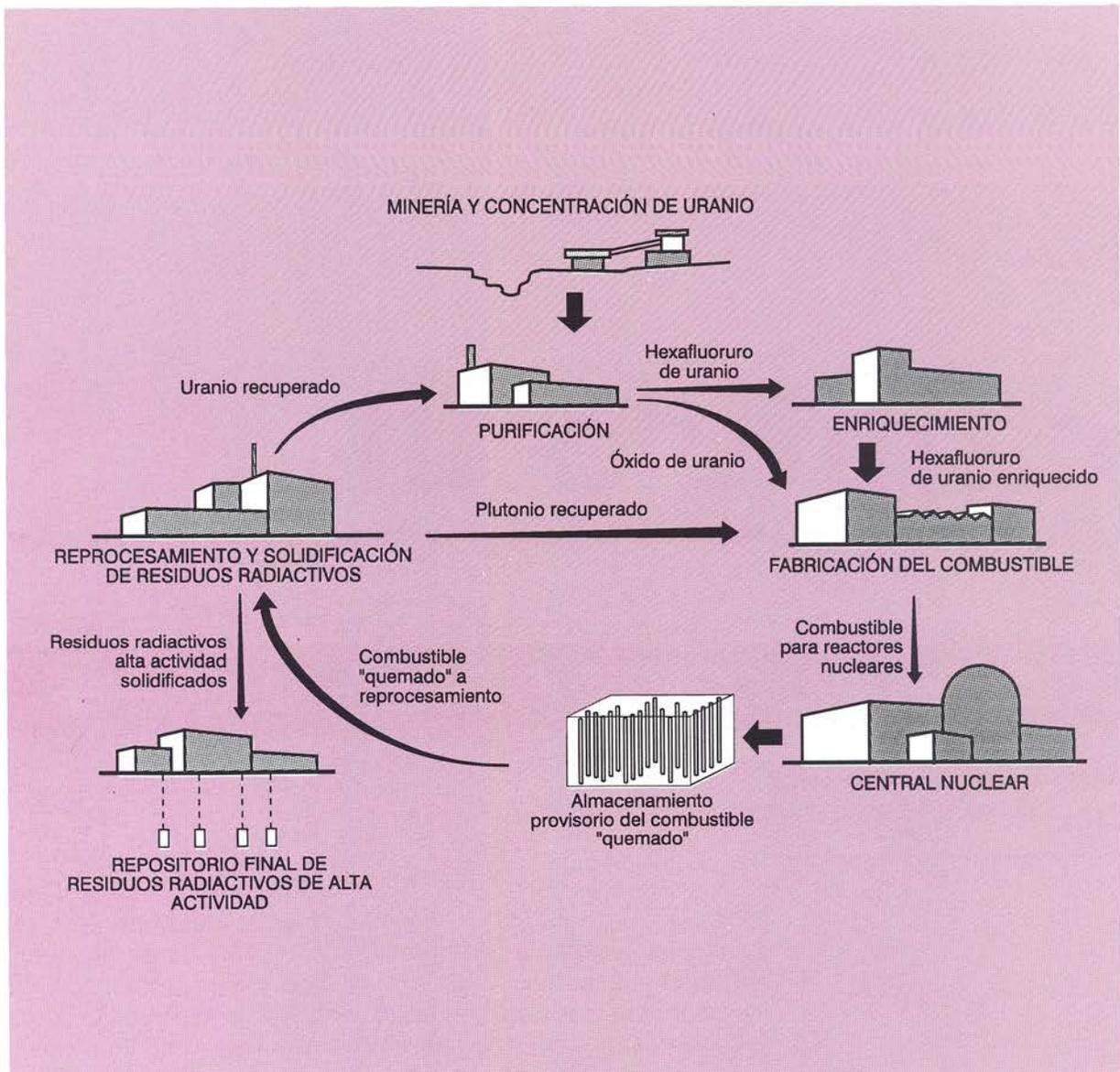


Figura III.1.

DISTRIBUCIÓN GEOGRÁFICA DE INSTALACIONES NUCLEARES

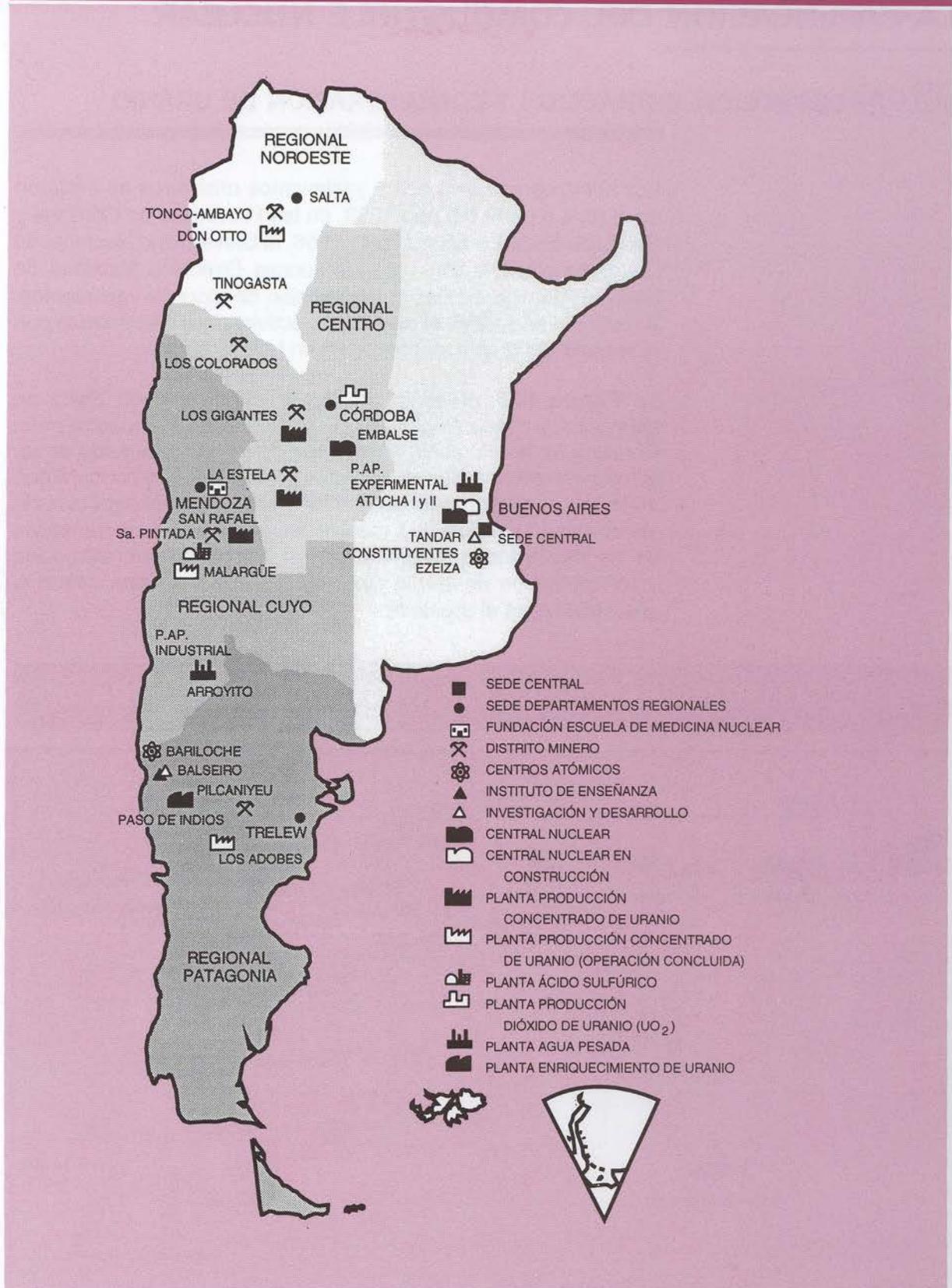


Figura III.2.

III.2. ETAPAS DEL CICLO ASOCIADAS A LA FABRICACIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

III.2.1. PROSPECCIÓN, EXTRACCIÓN Y CONCENTRACIÓN DE URANIO

Los primeros estudios sobre yacimientos uraníferos se iniciaron en el país a partir del año 1938, en las Provincias de Córdoba y San Luis. Entre los años 1950 y 1956, la Universidad Nacional de Cuyo, en colaboración con la entonces Dirección Nacional de Energía Atómica, realizó la exploración de algunos yacimientos. A partir del año 1956, el total de las actividades relacionadas con la minería del uranio se concentró en la CNEA.

La **Figura III.3.** presenta un diagrama del proceso típico de extracción y concentración de uranio realizado en nuestro país. Consiste en la trituración y molienda del mineral, seguido de un ataque con ácido sulfúrico. El uranio es precipitado y concentrado en la forma de diuranato de amonio dando lugar al denominado *yellow cake*. La **Tabla III.I.** resume las principales características de las instalaciones relacionadas con la prospección, extracción y concentración de uranio que operaron en Argentina desde el año 1954 hasta el presente.



Figura III.3.

TABLA III.I. INSTALACIONES RELACIONADAS CON LA PROSPECCIÓN, EXTRACCIÓN Y CONCENTRACIÓN DE URANIO EN ARGENTINA

INSTALACIÓN	UBICACIÓN (Provincia)	PERÍODO DE EXPLOTACIÓN
C.F. MALARGÜE	MENDOZA	1955 - 1986
C.M.F. DON OTTO	SALTA	1955 - 1981
C.M.F. LOS ADOBES	CHUBUT	1977 - 1981
C.M.F. LOS GIGANTES	CÓRDOBA	1982 - 1990
C.M.F. LA ESTELA	SAN LUIS	1982 - 1991
C.M.F. SAN RAFAEL	MENDOZA	1980 - continúa
C.M.F. LOS COLORADOS	LA RIOJA	1993 - continúa

C.F.:Complejo Fabril

C.M.F.:Complejo Minero Fabril

III.2.2. CONVERSIÓN A DIÓXIDO DE URANIO

Para obtener dióxido de uranio (UO_2) de pureza nuclear, materia prima básica para la fabricación de los combustibles nucleares, es necesario someter al yellow cake, producido en la etapa anterior, a diversos procesos de refinación, purificación y conversión. Dichos procesos se desarrollan a escala industrial en el Complejo Fabril Córdoba.

El proceso consta de una etapa de purificación nuclear y otra de conversión a UO_2 . La **Figura III.4.** muestra un diagrama de flujo de las principales secuencias del proceso.

PROCESOS EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE UO_2

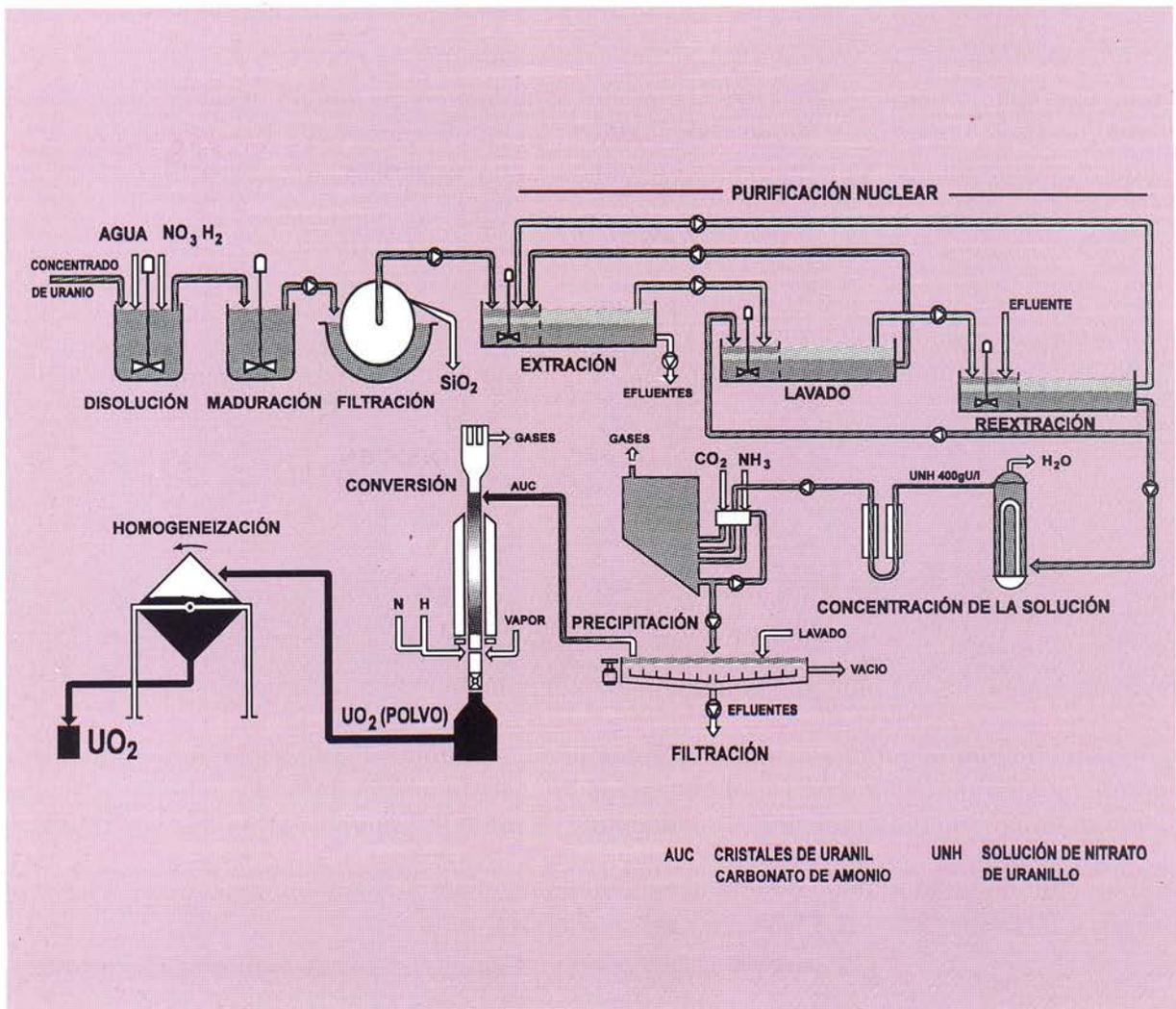


Figura III.4.

III.2.3. ENRIQUECIMIENTO DEL URANIO

El uranio se encuentra en la naturaleza en una relación isotópica de 99,3% del isótopo uranio 238 y 0,7% de uranio 235. El enriquecimiento tiene por objetivo aumentar la concentración de uranio 235, que es el isótopo capaz de producir la fisión nuclear.

Los reactores de investigación utilizan como combustible uranio enriquecido. Además, las centrales nucleares argentinas, que actualmente utilizan uranio natural como combustible, mejorarían su rendimiento con uranio levemente enriquecido.

En Argentina, este proceso se lleva a cabo en la Planta de Enriquecimiento ubicada en el Complejo Pilcaniyeu, a 10 km de la localidad del mismo nombre y a 60 km de San Carlos de Bariloche. El proceso comienza con la conversión del UO_2 , proveniente del Complejo Fabril Córdoba, a hexafluoruro de uranio

(UF_6) y luego, mediante el método de difusión gaseosa se separan los átomos más pesados del uranio, obteniéndose como resultado del enriquecimiento el uranio 235.

III.2.4. FABRICACIÓN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

III.2.4.1. FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES CONUAR

La Fábrica de Elementos Combustibles Nucleares (CONUAR) está situada en el Centro Atómico Ezeiza (CAE) y está preparada para producir el combustible que requieran las centrales nucleares argentinas, actuales y futuras. El proceso de producción fue desarrollado en el país por la CNEA y desde el año 1982 es operada por una sociedad mixta de mayoría privada.

El proceso de fabricación se alimenta de polvo de UO_2 de pureza nuclear, proveniente del Complejo Fabril Córdoba, y de tubos fabricados con una aleación de circonio denominada Zircaloy, producidos en instalaciones adyacentes a la planta (Fábrica de Aleaciones Especiales).

La **Figura III.5.** muestra un diagrama de flujo de los procesos desarrollados en CONUAR y la **Figura III.6.** presenta el esquema de un elemento combustible tipo Atucha.

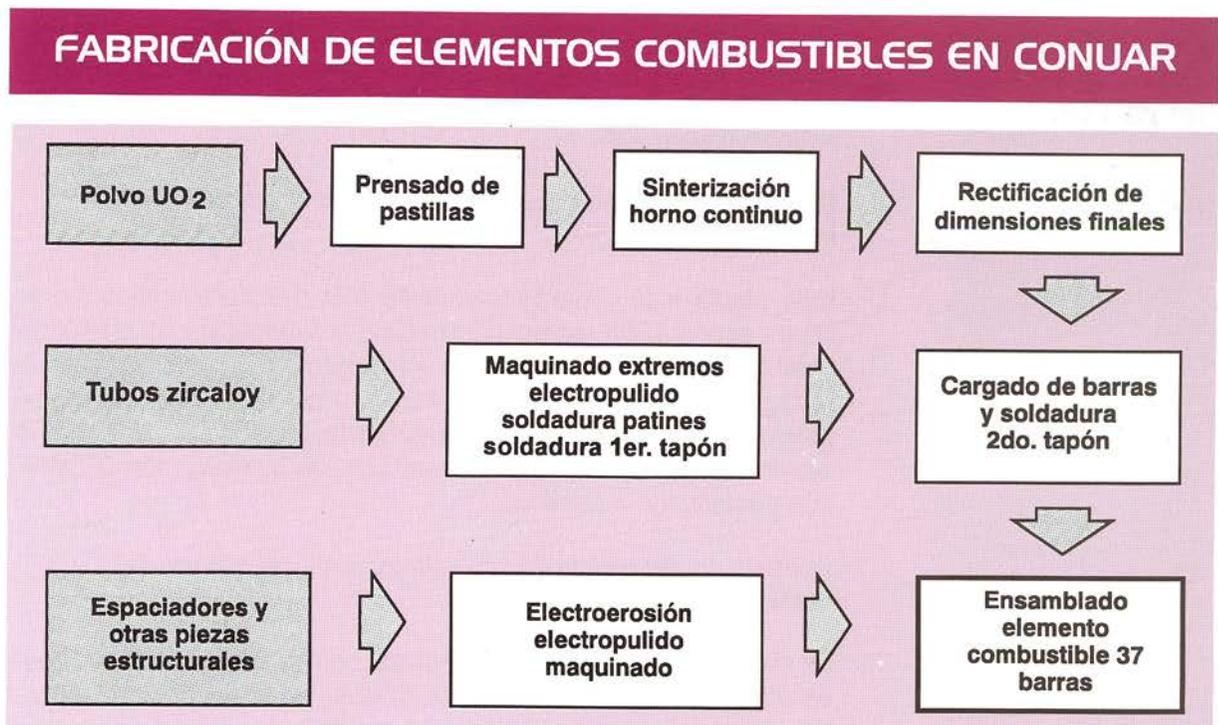


Figura III.5.

ELEMENTO COMBUSTIBLE NUCLEAR TIPO ATUCHA

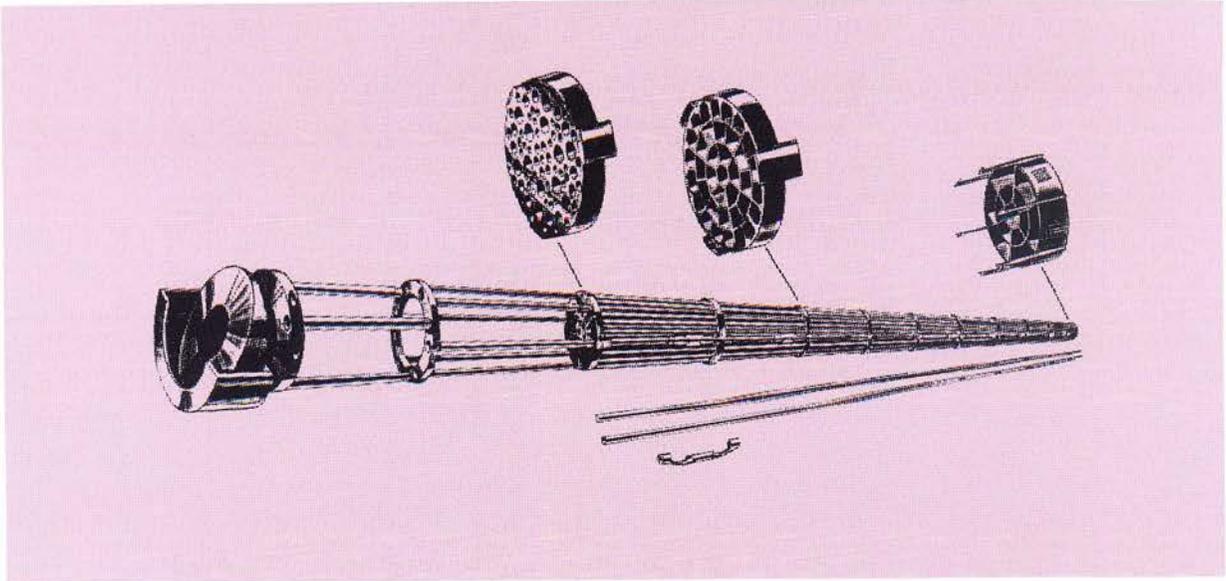


Figura III.6.

III.2.4.2. FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES PARA REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Planta de conversión de UF_6 a polvos de U_3O_8

La Planta de Conversión de UF_6 a polvos de U_3O_8 , ubicada en el Centro Atómico Constituyentes (CAC), está destinada a la provisión del material para la fabricación de elementos combustibles partiendo de hexafluoruro de uranio enriquecido al 20% en el isótopo uranio 235.

Planta de elementos combustibles para reactores de investigación (ECRI)

Esta planta está ubicada adyacente a la descrita anteriormente. Hasta el año 1993 estuvo destinada a la fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación, a partir de polvo de U_3O_8 , con uranio enriquecido al 20%, y polvo de aluminio de alta pureza. Esta tecnología fue recientemente transferida a la fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI), que se describe a continuación.

Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI)

La creciente demanda de elementos combustibles para reactores de investigación requirió que la CNEA, a través de una de sus empresas asociadas, decidiera el montaje de una fábrica a nivel industrial. La fábrica de elementos combustibles para reactores de

investigación (FECRI), construida en terrenos del CAE, posee licencia de operación desde octubre de 1993.

III.2.4.3. LABORATORIO ALFA

Esta instalación comenzó a operar en el año 1970. Está destinada a desarrollar tareas inherentes a la fabricación y caracterización físico-química de combustibles nucleares de óxidos mixtos de uranio y plutonio.

En este laboratorio se fabricaron seis barras de combustibles con un contenido de 1,25% de material físil (0,55% de plutonio 239 y 0,70% de uranio 235) que fueron sometidas a pruebas en Alemania y Holanda.

III.2.5. REQUERIMIENTOS PARA LA OPERACIÓN DE LAS INSTALACIONES

En el **Capítulo I** se detallan los criterios de seguridad radiológica y nuclear y los principios regulatorios sobre los que se basa el control que ejerce la Autoridad Regulatoria, y que a partir de 1995 realizará el ENREN, en las instalaciones del ciclo de combustible. Sin embargo, cada instalación posee características particulares que hacen necesario efectuar requerimientos específicos, los cuales son reflejados en la autorización o licencia, según corresponda, emitida para permitir su operación. Para el funcionamiento de estas instalaciones se requiere un plantel mínimo de operación, una documentación mandatoria (informe de seguridad, código de práctica radiológica, etc.), un programa de capacitación del personal y las condiciones para registros y comunicaciones, entre otros, que son definidos para cada instalación en la licencia correspondiente.

En el caso de los complejos minero fabriles, la Autoridad Regulatoria requiere una serie de documentos que describen los procedimientos de operación y monitoreo radiológico ocupacional y ambiental. Del resultado de la evaluación de esa documentación depende que se otorgue la autorización de funcionamiento, la cual establece requerimientos generales y particulares, del tipo de los establecidos en las licencias.

III.2.6. PROTECCIÓN OCUPACIONAL

Las dosis medias anuales recibidas por los trabajadores de la minería, de la concentración y de la purificación de uranio, entre los años 1976 y 1993 no superaron el 7% del límite de dosis. En la **Figura III.7.** se presentan las dosis ocupacionales en dicho período.

DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO

Extracción, concentración y purificación de uranio

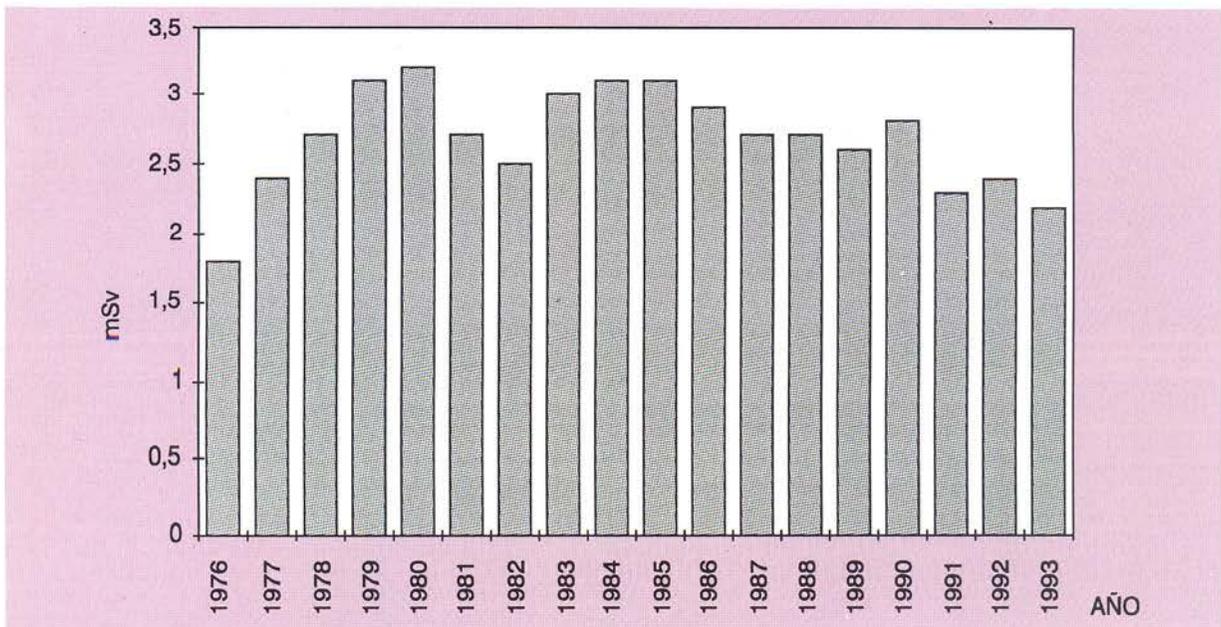


Figura III.7.

La **Figura III.8.** muestra la dosis colectiva por unidad de práctica entre los años 1976 y 1993.

DOSIS COLECTIVA NORMALIZADA

Extracción, concentración y purificación de uranio

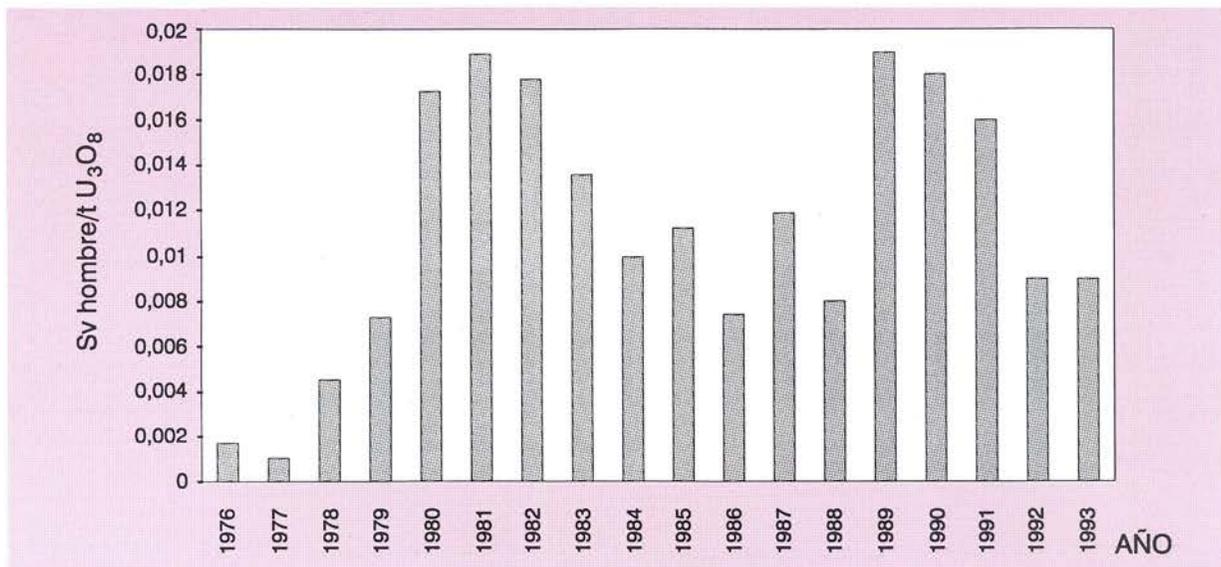


Figura III.8.

En la **Figura III.9.** se presentan las dosis anuales promedio en los trabajadores de la fabricación de elementos combustibles, las que no superaron el 1% del límite de dosis.

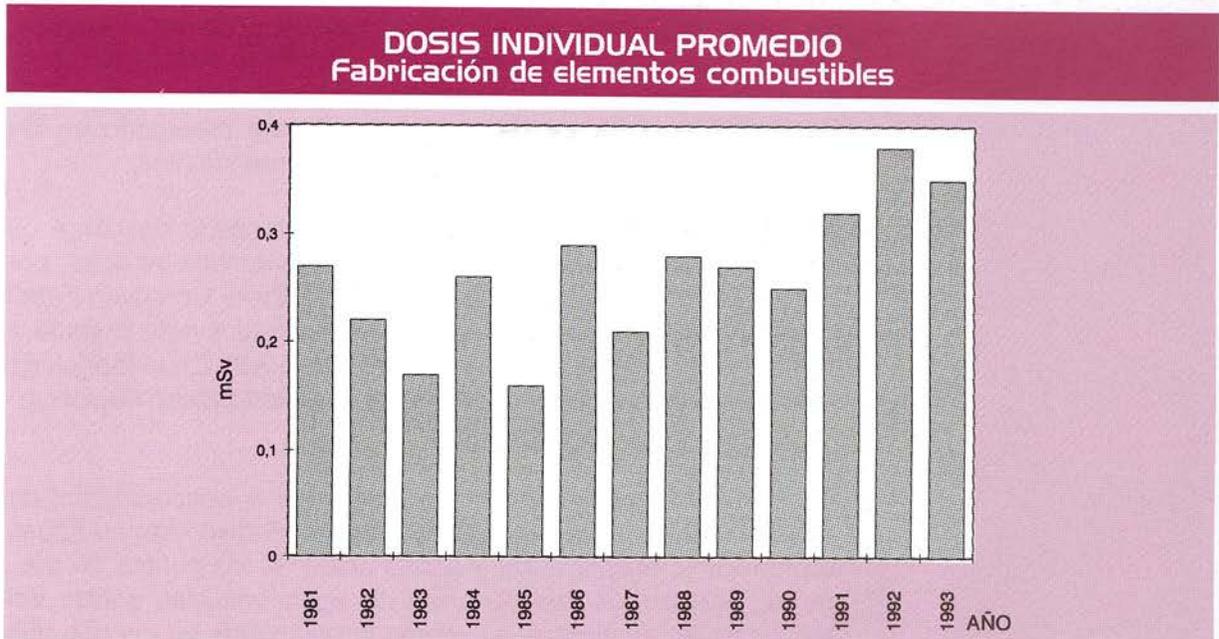


Figura III.9

Finalmente, en la **Figura III.IO.** se muestra la dosis colectiva por unidad de producción de elementos combustibles en ese período.

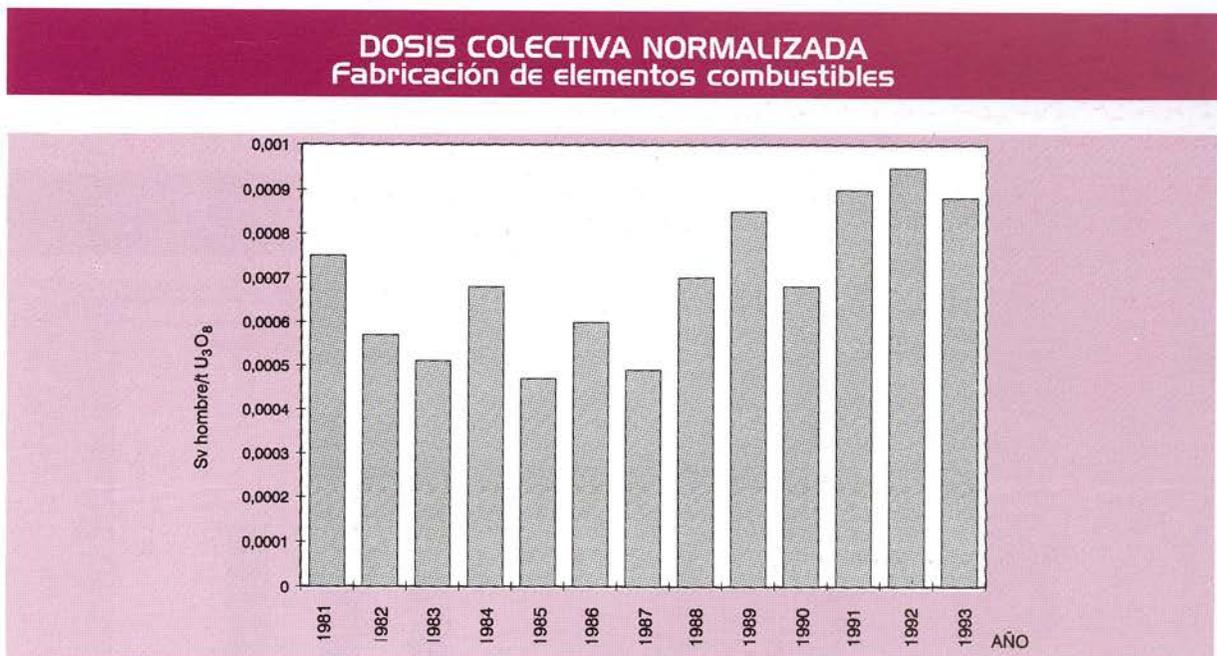


Figura III.IO.

III.2.7. PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y DEL AMBIENTE

La Autoridad Regulatoria establece los límites de descarga autorizados para cada instalación, los cuales forman parte de la autorización o licencia de operación. El operador debe contabilizar todas

las emisiones, midiendo en los puntos de descarga. Además, debe implementar un programa de monitoreo ambiental en la zona de influencia de la instalación. Paralelamente, la Autoridad Regulatoria revisa los datos del monitoreo efectuado en las instalaciones y lleva a cabo mediciones independientes.

En los complejos minero fabriles no se autoriza la descarga de efluentes líquidos de proceso a los cursos naturales de agua, por lo que deben ser tratados como residuos. En el Complejo Fabril Córdoba, la descarga anual de efluentes líquidos está limitada a 160 kg de uranio natural y $4 \cdot 10^8$ Bq de radio 226. En la fábrica de elementos combustibles CONUAR, el límite autorizado de descarga es de 5 kg de uranio por año.

El operador debe realizar el monitoreo de la concentración de uranio natural y de la actividad de radio 226 disueltos en aguas superficiales, aguas arriba y aguas abajo de los puntos de descarga. Además de las muestras de agua tomadas dentro del perímetro de las plantas, se recolectan muestras en los ríos que pasan por las cercanías de las mismas y en los cursos de agua en que estos desembocan. Los puntos de recolección se encuentran generalmente a 10 km, 50 km y 80 km aguas arriba y abajo de los puntos de descarga. La Autoridad Regulatoria, por su parte, efectúa auditorías de estas mediciones y un monitoreo ambiental independiente, con mediciones realizadas en sus propios laboratorios. En la **Figura III.II a y b** se presentan los resultados del monitoreo ambiental en los alrededores de los complejos minero fabriles.

CONCENTRACIÓN DE URANIO EN AGUAS SUPERFICIALES

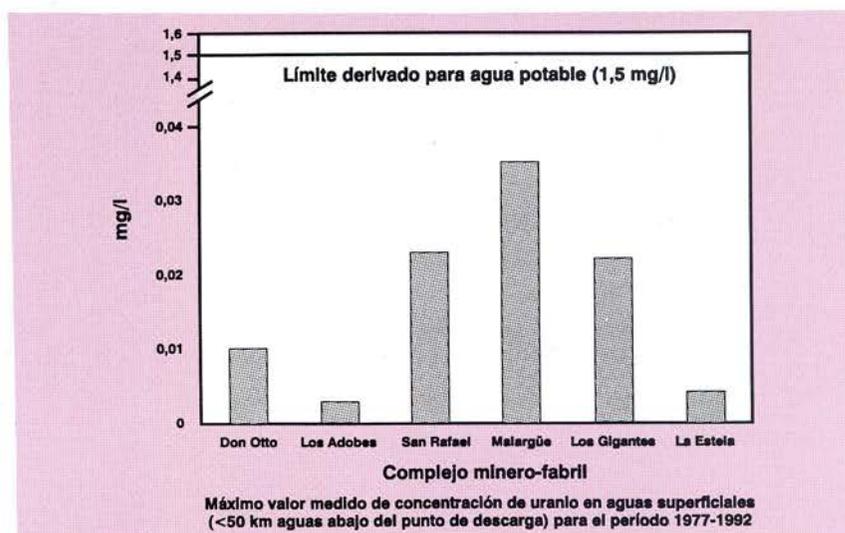


Figura III.II a

ACTIVIDAD DE RADIO 226 EN AGUAS SUPERFICIALES

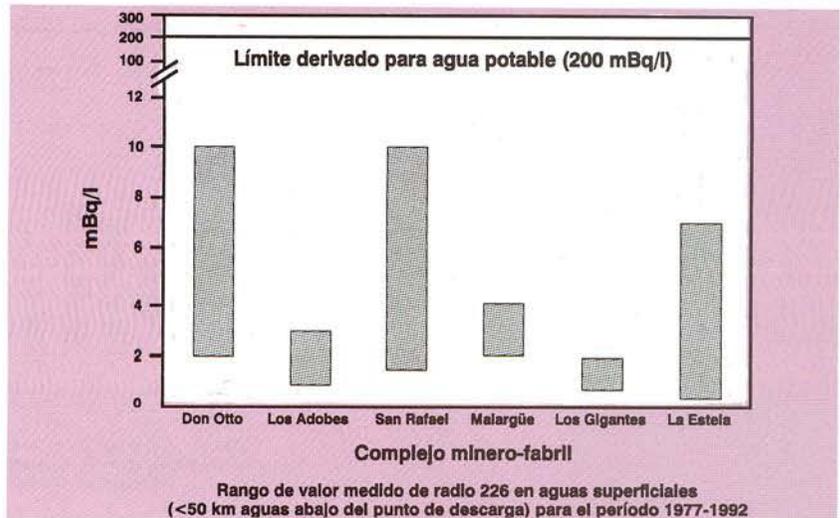


Figura III.12 b

A modo de ejemplo, la **Figura III.12 a y b** muestra los resultados de las mediciones realizadas durante el período 1980-1992 en el Río Diamante, donde la concentración media de uranio natural y radio 226 fue de 0,02 mg/l y 4 mBq/l respectivamente, tanto en muestras recolectadas hasta 10 km aguas arriba como aquellas recogidas hasta 50 km aguas abajo del complejo minero fabril San Rafael.

Del análisis de los resultados, tanto del complejo minero San Rafael como de las restantes instalaciones, se puede concluir que no hay diferencias estadísticamente significativas entre las concentraciones de uranio y radio en los cursos de agua, antes y después de los puntos de descarga de las instalaciones.

CONCENTRACIÓN DE URANIO EN AGUAS SUPERFICIALES

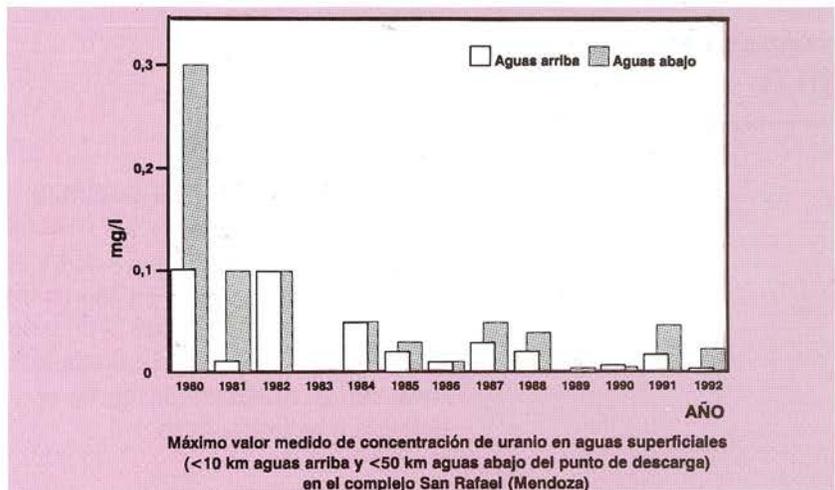


Figura III.12 a

ACTIVIDAD DE RADIO 226 EN AGUAS SUPERFICIALES

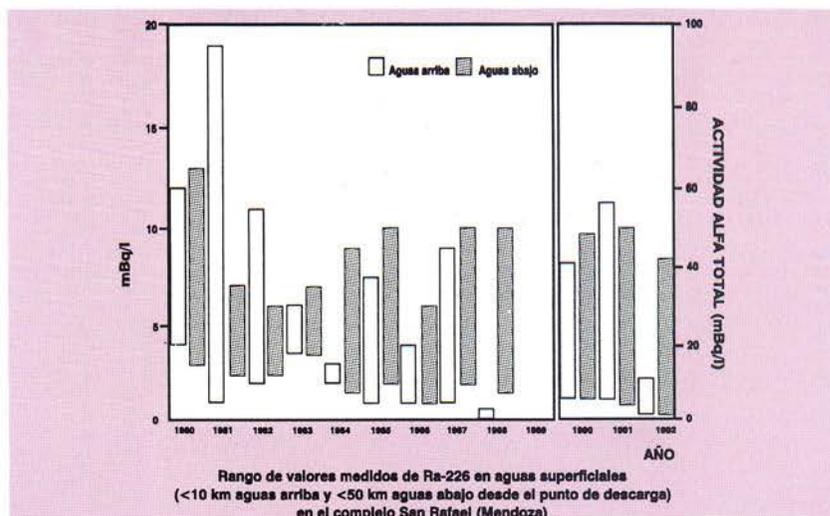


Figura III.12 b

También se llevaron a cabo mediciones de la tasa de emanación de radón 222 de las colas de la minería del uranio, cuyos resultados se presentan en la **Tabla III.2**.

TABLA III.2. MEDICIÓN DE LA TASA DE EMANACIÓN DE RADÓN 222 EN LAS COLAS DE LA MINERÍA DE URANIO

COMPLEJO MINERO-FABRIL	AÑO	TASA DE EMANACIÓN (Bq/m ² .s)
DON OTTO	1984-1986	20-43
LOS ADOBES	1984-1986	3-8
SAN RAFAEL	1983-1986	8-12
MALARGÜE	1984-1987	6-12
LOS GIGANTES	1985-1986	< 1
LA ESTELA	1986	11

III.3. CENTRALES NUCLEARES

Existen en el país dos centrales nucleares, la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y la Central Nuclear Embalse (CNE). Las mismas fueron construidas por la CNEA y se encuentran operando comercialmente desde 1974 y 1984 respectivamente. La potencia eléctrica neta de la CNA I (335 MW) y de la CNE (600 MW) representan el 7,1% de la potencia instalada en el país, y entre ambas suministran aproximadamente el 15% de la energía entregada al sistema interconectado.

Ambas centrales nucleares eran operadas por la CNEA hasta agosto de 1994, fecha en que, el Poder Ejecutivo Nacional, en el marco de su decisión de traspasar al sector privado todas las

actividades empresariales que están a su cargo, mediante el Decreto N° 1540/94 constituyó la sociedad Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima, la que, según establece el Artículo 4° del citado Decreto, desarrollará la actividad de generación nucleoelectrica vinculada a la Central Nuclear Atucha I, a la Central Nuclear Embalse y la de construcción, puesta en marcha y operación de la Central Nuclear Atucha II respetando las normas vigentes en materia de seguridad nuclear y radiológica, así como las que defina el Ente Nacional Regulador Nuclear y las que regulan el Mercado Eléctrico Mayorista. El mismo Artículo estipula que Nucleoeléctrica Argentina S.A. deberá cumplir todas las obligaciones que en materia de salvaguardias haya suscripto la República Argentina y asumirá la responsabilidad civil que para el explotador de una instalación nuclear determina la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares, ratificada por Ley N° 17.048, hasta la suma que se establezca, la que deberá ser cubierta mediante un seguro o garantía financiera, asumiendo el Estado Nacional la responsabilidad remanente. Asimismo establece que el Ente Nacional Regulador Nuclear en ejercicio de su función de fiscalización tendrá libre acceso a las instalaciones de Nucleoeléctrica Argentina S.A.

III.3.I. OPERACIÓN DE LAS CENTRALES NUCLEARES EN ARGENTINA

III.3.I.I. ORGANIZACIÓN DE OPERACIÓN

De acuerdo con las normas de la Autoridad Regulatoria, la Entidad Responsable designó en cada central nuclear en operación un Responsable Primario (Norma AR.0.0.1) [1]. Los Directores (tal como se dice en un capítulo anterior) de la CNA I y de la CNE son los respectivos Responsables Primarios.

La Entidad Responsable está ligada, por las normas, a las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de las centrales (Norma AR.0.0.1) [1]. La Entidad Responsable era la Gerencia de Área Centrales Nucleares de la CNEA. Acorde a lo establecido en el Artículo 11 del Decreto N° 1540/94 citado anteriormente, se transfirió a Nucleoeléctrica Argentina S.A. el personal que hasta ese momento revistaba en la Gerencia de Área de Centrales Nucleares de la CNEA.

ORGANIGRAMA DE OPERACIÓN Y PERSONAL LICENCIABLE

De acuerdo con lo requerido por la norma AR 0.11.1 [2], cada central nuclear posee un plantel de operación, según un organigrama presentado en su oportunidad por la Entidad Responsable a la Autoridad Regulatoria. Esta última determinó, en cada caso y sobre la base de lo propuesto por la Entidad Responsable, las funciones para cuyo desempeño se requiere que el personal posea Licencia y Autorización Específica.

COMITÉ INTERNO ASESOR DE SEGURIDAD Y COMITÉ DE REVISIÓN TÉCNICA

En las licencias de operación de la CNA I y de la CNE, la Autoridad Regulatoria requirió la formación de un Comité Interno Asesor de Seguridad, que asesora al respectivo Responsable Primario en los aspectos relacionados con la seguridad radiológica y nuclear de la instalación.

También por requerimiento de la Autoridad Regulatoria, la Entidad Responsable ha constituido un Comité de Revisión Técnica, que evalúa en segunda instancia y en forma independiente, diversos aspectos de seguridad radiológica y nuclear. El mismo se reúne periódicamente para analizar la importancia de fallas, incidentes operacionales y eventos relevantes en las centrales nucleares y, además, para evaluar toda modificación al diseño original que se proponga.

III.3.1.2. LÍMITES Y CONDICIONES DE OPERACIÓN

Para que un reactor de potencia pueda ser operado de manera segura, las previsiones tenidas en cuenta en el diseño deben reflejarse en limitaciones de los parámetros operativos y en requisitos tanto de los sistemas de la instalación como de su personal. La norma AR 3.9.1 [3] establece los criterios generales de seguridad en operación.

El establecimiento de límites y condiciones de operación apropiados constituye uno de los requisitos básicos para autorizar la operación de una central nuclear. Su objetivo es prevenir condiciones que puedan conducir a situaciones accidentales y en caso que éstas ocurran, mitigar sus consecuencias. De esta manera, se asegura convenientemente el funcionamiento normal del reactor, se impide que en lo posible se alcancen los límites de actuación de los sistemas de seguridad y, en caso de necesidad, se garantiza que estos sistemas cumplan adecuadamente las funciones necesarias para hacer frente a una situación anormal.

Previamente a la etapa de puesta en marcha de una central nuclear, la Entidad Responsable debe proponer los límites y condiciones de operación a la Autoridad Regulatoria los que son verificados y, de ser el caso, aceptados por esa etapa. La aceptación de los límites y condiciones de operación, por parte de la Autoridad Regulatoria, es un requisito importante para el otorgamiento de la licencia de operación.

Los límites y condiciones de operación son definidos para cada central en particular. Como ejemplos cabe mencionar:

- Potencia máxima.
- Temperatura del refrigerante.
- “Calidad” química del refrigerante.
- Especificaciones operativas de los generadores de vapor y de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sumidero final de calor.
- Velocidad de inserción de reactividad negativa.
- Instrumentación de vigilancia radiológica de áreas.
- Especificaciones operativas del sistema de protección del reactor.
- Composición y características del plantel de operación, etc.

La potencia máxima es uno de los límites de operación que reviste especial importancia. En la CNA I es 1179 MW térmicos y en la CNE es 2015 MW térmicos.

MODIFICACIONES DE SISTEMAS, COMPONENTES O PROCEDIMIENTOS

Toda propuesta de modificación de un sistema, componente o procedimiento en una central nuclear es examinada y evaluada por el correspondiente Comité Interno Asesor de Seguridad y posteriormente, por el Comité de Revisión Técnica. Además, si este último Comité estima que dicha modificación puede tener influencia significativa sobre la seguridad radiológica y nuclear de la instalación, o puede implicar un apartamiento de las condiciones fijadas en la respectiva licencia de operación, tal modificación debe ser aceptada por la Autoridad Regulatoria previamente a su ejecución.

III.3.I.3. CONTROL RADIOLÓGICO OCUPACIONAL

La norma AR 3.1.1 [4] establece criterios para asegurar que los trabajadores de una central nuclear reciban dosis tan bajas como sea razonable, e inferiores a los límites de dosis establecidos.

Además, se requiere que, en lo posible, la protección se implemente mediante sistemas estructurales propios de la instalación, en lugar de procedimientos operativos (es decir, en base a lo que se suele denominar **seguridad intrínseca**).

Las Licencias de Operación de las centrales nucleares establecen que durante la operación se deben cumplir las siguientes condiciones:

- La tasa de dosis equivalente ambiental en áreas sin ninguna restricción de acceso no debe exceder $2,5 \mu\text{Sv/h}$.
- En áreas donde la tasa de dosis equivalente ambiental exceda $2,5 \mu\text{Sv/h}$ y no supere $7,5 \mu\text{Sv/h}$, podrá existir acceso no controlado para personal clasificado como trabajando en condiciones de trabajo clase A.
- El acceso a áreas donde la tasa de dosis equivalente ambiental exceda $0,5 \text{ mSv/h}$ debe estar normalmente prevenido mediante una barrera física apropiada, debiendo existir un procedimiento especial para autorizar el acceso transitorio a tales áreas.
- La concentración de radionucleidos en aire en áreas sin restricción de acceso no debe exceder $1/100$ del Límite Derivado de Concentración (LDC). (Un LDC es igual al Límite Anual de Incorporación dividido por un volumen de aire de 2500 m^3).
- Para los trabajos efectuados en locales donde puedan existir valores de concentración de radionucleidos en aire superiores a $1/10$ del LDC, deben proveerse medios adecuados de protección, salvo que se demuestre que su uso incrementaría la dosis total recibida por el personal involucrado durante su trabajo.
- El acceso a áreas donde la concentración de nucleidos en aire exceda un LDC debe estar prevenido por una barrera física apropiada y debe existir un procedimiento especial para autorizar el acceso transitorio a tales áreas.
- El personal clasificado como trabajando en condiciones de trabajo clase A debe estar sujeto a vigilancia radiológica individual y a vigilancia médica anual.
- Deben registrarse mensualmente las dosis ocupacionales debidas a exposición externa y a la incorporación, en ese período, de material radiactivo. Esos registros se confeccionan de manera tal que la instalación pueda informar las dosis individuales y las dosis colectivas resultantes del desarrollo de las distintas tareas de operación, mantenimiento y reparación.
- Deben conservarse los registros mencionados durante treinta años como mínimo, contados a partir de la finalización de la prestación de servicios del personal involucrado.
- Deben registrarse los niveles de radiación y las concentraciones de radionucleidos en aire y en superficie de las áreas de trabajo. Debe comunicarse por escrito a la Autoridad Regulatoria, trimestralmente, los valores registrados de las dosis recibidas por el personal en ese período.
- Deben comunicarse a la Autoridad Regulatoria los valores de dosis del personal que resultaren significativamente distintos a los estimados con anterioridad a la realización de las tareas, así como la correspondiente evaluación.
- Deben comunicarse los resultados de la evaluación correspondientes a las tareas de mantenimiento que originen dosis colectivas superiores a $0,1 \text{ Sv}$ hombre.

III.3.1.4. PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD EN OPERACIÓN

La Entidad Responsable implementó un programa de garantía de calidad de acuerdo con la norma AR 3.6.1 [5].

Los aspectos más relevantes son:

- La Entidad Responsable debe cumplir y hacer cumplir los requerimientos de calidad aplicables, definiendo las actividades de garantía de calidad cuya ejecución es obligatoria para esa Entidad.
- Los principios y objetivos básicos del programa son consistentes con los del Código de Práctica 50-C-QA del Programa NUSS (Nuclear Safety Standards) del OIEA.
- La implementación de los programas de garantía de calidad de otras organizaciones (por ejemplo, contratistas) por parte de la Entidad Responsable, no la exime de su responsabilidad.
- La responsabilidad del logro y mantenimiento de la calidad en la realización de una tarea determinada no recae sobre quienes tratan de comprobar que la calidad ha sido lograda.
- Las actividades descritas en los programas, procedimientos e instrucciones de garantía de calidad deben ser auditadas por la Entidad Responsable o por quien ésta determine, independientemente de cualquier otra verificación o seguimiento.
- La documentación referida a garantía de calidad y sus modificaciones tiene que ser verificada y evaluada por la Entidad Responsable o por la organización que ésta determine, pero sin delegar su responsabilidad.
- El personal que realiza funciones de garantía de calidad dispone de autoridad y libertad dentro de la organización para identificar problemas inherentes a la calidad e iniciar las acciones correctivas correspondientes.

RESULTADO DE LA APLICACIÓN DEL PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD EN OPERACIÓN

Las tareas de garantía de calidad son llevadas a cabo siguiendo procedimientos especificados, documentándose lo actuado de manera tal que pueda efectuarse una verificación en forma independiente.

AUDITORÍAS INTERNAS Y EXTERNAS

El programa de garantía de calidad prevé la realización de auditorías, tanto programadas en tiempo como al azar. Las auditorías son hechas por personas que no tienen responsabilidad directa sobre las actividades donde se realizan y que no se encuentran directamente ligadas a funciones relacionadas con la producción.

III.3.I.5. MANTENIMIENTO, PRUEBAS REPETITIVAS E INSPECCIÓN EN SERVICIO**PROGRAMA DE MANTENIMIENTO**

Comprende todas las acciones preventivas y correctivas necesarias para evitar la degradación de la confiabilidad de los sistemas relacionados con la seguridad, asegurando que ésta se mantiene, como mínimo, dentro de los niveles establecidos en el diseño.

Mantenimiento preventivo

Los diversos sistemas de importancia para la seguridad están incluidos en el programa de mantenimiento preventivo. La frecuencia de las tareas de mantenimiento preventivo se ha establecido teniendo en cuenta la confiabilidad prevista en el diseño y la experiencia operativa.

A los efectos de cumplir el programa de mantenimiento preventivo, cada central nuclear cuenta con una organización de mantenimiento integrada por personal capacitado, entrenado y, en los casos que corresponde, licenciado por la Autoridad Regulatoria.

Mantenimiento correctivo

Las reparaciones son llevadas a cabo por personal de mantenimiento calificado y, cuando corresponde, con participación de organizaciones externas. En el programa de mantenimiento se incluyen procedimientos específicos a seguir.

PROGRAMA DE PRUEBAS REPETITIVAS

El programa de pruebas repetitivas tiene por objeto verificar que el nivel de confiabilidad de los sistemas importantes para la seguridad se mantiene en el tiempo. Dicho programa define el tipo y características de las pruebas a realizar, así como la frecuencia de las mismas. La ejecución de tales pruebas se efectúa de acuerdo a procedimientos establecidos.

Los resultados de las pruebas repetitivas son registrados con fines estadísticos.

PROGRAMA DE INSPECCIÓN EN SERVICIO

El programa de inspección en servicio tiene por objeto prevenir la degradación inaceptable de la calidad de ciertos componentes de los sistemas de seguridad, asegurando su baja probabilidad de falla durante la vida útil de la instalación.

Los resultados de la inspección en servicio permiten evaluar el estado de los componentes, equipos y sistemas de interés.

El análisis de esos resultados conduce a decisiones tales como:

- No realizar ninguna acción sobre el componente, equipo o sistema inspeccionado, ni sobre el programa de inspección.
- Modificar la frecuencia de inspección establecida en el programa.
- Tomar alguna acción sobre los componentes, equipos o sistemas (por ejemplo, realizar una reparación).

III.3.I.6. DOCUMENTACIÓN

DOCUMENTACIÓN MANDATORIA

La documentación mandatoria, requerida por la Autoridad Regulatoria para la operación comercial de una central nuclear, está establecida en la norma AR 3.7.1 [6].

El Informe de Seguridad debe ser presentado por la Entidad Responsable 12 meses antes de la primera puesta a crítico. El Manual de Operación, incluyendo el Código de Práctica, se requiere con 4 meses de anticipación. También, previamente a la puesta a crítico, se deben presentar el Manual de Mantenimiento, el Plan de Emergencia, el Programa de Garantía de Calidad, el Programa de Entrenamiento de Personal y toda otra documentación referente a la seguridad radiológica y nuclear de la instalación que fuere de aplicación.

La Entidad Responsable debe mantener la documentación mandatoria permanentemente actualizada.

OTRA DOCUMENTACIÓN Y REGISTROS

Además de la documentación mandatoria, la Autoridad Regulatoria requiere documentación adicional que permita, por una parte, tener evidencia objetiva de que la operación de cada central nuclear se efectúa dentro de los límites y condiciones de operación autorizados y por otra, evaluar eventuales apartamiento de los mismos. En tal sentido, se requieren registros de operación, de descargas de material radiactivo al ambiente, de errores humanos o fallas en los sistemas de seguridad, etc. A partir del inicio de 1995, el ENREN como Autoridad Regulatoria requerirá toda la documentación pertinente a este respecto.

III.3.I.7. CAPACITACIÓN DE PERSONAL

Los programas de capacitación son presentados a la Autoridad Regulatoria para su evaluación, junto con el organigrama de operación de la instalación. Ello constituye otro de los requisitos para el otorgamiento de la correspondiente Licencia de Operación. Los programas incluyen consideraciones sobre el contenido y la duración de los cursos y las calificaciones que se exigirán para su aprobación.

Además, la Autoridad Regulatoria, a través de la norma AR.0.11.1 [2], requiere que los trabajadores realicen un entrenamiento en el trabajo, adecuado a la función a cumplir, el cual deberá ser certificado por el personal calificado bajo cuya supervisión se haya efectuado. El programa de entrenamiento en el trabajo incluye, entre otros temas, el conocimiento de aspectos específicos del Informe de Seguridad, del Manual de Operación, del Manual de Mantenimiento, del Código de Práctica y del Plan de Emergencia. Detalla, asimismo, el procedimiento de evaluación y certificación de la capacitación específica de dicho personal.

La Autoridad Regulatoria requiere, también, que el personal de operación reciba un reentrenamiento periódico, orientado a enfrentar situaciones anormales, a evitar la relajación provocada por la rutina propia de la operación y a concientizar sobre las consecuencias que, para la seguridad, pueden tener las desviaciones o incumplimientos de los procedimientos establecidos.

III.3.1.8. COMUNICACIONES

COMUNICACIÓN DE EVENTOS RELEVANTES

La comunicación de eventos relevantes se ajusta a la norma AR.3.9.2 [7]. Se entiende como evento relevante todo suceso anormal durante la operación, considerado significativo desde el punto de vista de la seguridad radiológica y nuclear. La Entidad Responsable debe informar a la Autoridad Regulatoria -ENRENTAN pronto como sea posible, la ocurrencia de todo evento relevante y, posteriormente, presentar un informe analítico, en el plazo y con la modalidad establecida en la Licencia de Operación de la correspondiente instalación.

El informe analítico de los eventos relevantes debe incluir una descripción del estado de la instalación antes del evento; una descripción del evento con la secuencia de acontecimientos desencadenados; un análisis de las fallas o secuencias de fallas de componentes o sistemas; y una descripción de las acciones de los operadores en relación con el evento y de sus consecuencias. Debe, además, hacer referencia a eventos similares que hayan tenido lugar previamente en la instalación y analizar las implicancias del evento en la seguridad, indicando, si correspondiera, las acciones correctivas.

Ejemplos de situaciones típicas consideradas como eventos relevantes son los siguientes:

- Una disminución significativa del nivel de seguridad de los sistemas relacionados con el control de la reactividad, de la presión, del caudal o de la temperatura del circuito primario, o de los sistemas relacionados con los parámetros del sistema del moderador o con los parámetros del sistema secundario.
- Una indisponibilidad verificada del sistema de protección, de la instrumentación relacionada con la seguridad o de los suministros esenciales.
- Una degradación significativa de una o más barreras principales de seguridad (vainas de elementos combustibles, circuito primario de presión y sistema de confinamiento).
- Una exposición ocupacional o una descarga de efluentes radiactivos al ambiente, superior a los límites autorizados correspondientes.
- Eventos internos o externos, de origen natural o resultantes de la acción humana, que concebiblemente puedan afectar directa o indirectamente la seguridad de la instalación.
- Todo otro evento que el Comité Interno Asesor de Seguridad de la instalación considere conveniente encuadrar en esta clasificación.

OTRAS COMUNICACIONES

Además de los eventos relevantes, se comunica a la Autoridad Regulatoria, según lo establecido en cada caso en la licencia de operación, lo siguiente:

- Descargas de efluentes líquidos y gaseosos al ambiente (trimestral y anualmente).
- Dosis recibidas por el personal (trimestral y anualmente).
- Propuestas de modificaciones del diseño que pudiesen afectar, directa o indirectamente, la seguridad.
- Propuestas de modificaciones de la documentación mandatoria.
- Realización prevista de simulacros de emergencia y posterior informe de resultados.
- Realización de paradas programadas para mantenimiento e inspección.
- Informes de las reuniones del Comité Interno Asesor de Seguridad y del Comité de Revisión Técnica.

III.3.1.9. INSPECCIONES Y AUDITORÍAS

Además de las inspecciones y auditorías que realiza la Entidad Responsable, la Autoridad Regulatoria tiene un programa propio independiente de inspecciones y auditorías regulatorias. Desde el año 1995, será el ENREN, quien como Autoridad Regulatoria, aplique su programa de inspecciones y auditorías.

INSPECCIONES REGULATORIAS

Durante la operación de las centrales nucleares se llevan a cabo inspecciones regulatorias, las cuales son planificadas especialmente para cada instalación. Además, en cada central nuclear hay inspectores residentes, con entrenamiento y calificación acordes a las funciones que desempeñan, que realizan inspecciones rutinarias y especiales.

AUDITORÍAS REGULATORIAS

La Autoridad Regulatoria realiza asimismo auditorías. Las mismas se desarrollan bajo procedimientos escritos y se programan para cubrir aspectos organizativos, operativos o de procesos de la instalación que tengan importancia para la seguridad.

III.3.2. CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I (CNA I)

La CNA I está situada junto a la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a 7 km de la localidad de Lima, Provincia de Buenos

Aires, y a 100 km aproximadamente al noroeste de la ciudad de Buenos Aires.

Su reactor es de agua a presión, moderado y refrigerado por agua pesada (tipo PHWR). Fue puesto crítico por primera vez el 13 de enero de 1974 y la central inició su operación comercial en junio de 1974; en la actualidad aporta a la red del Sistema Interconectado Nacional una potencia eléctrica neta de 335 MW.

III.3.2.1. ESTUDIOS PREOPERACIONALES

Con el fin de evaluar el impacto radiológico debido a la operación de la CNA I, varios años antes de que la central entrara en operación se llevaron a cabo numerosos estudios en el área del emplazamiento.

Al respecto cabe destacar las mediciones ambientales en la zona y estudios de las características climatológicas de la región, entre los que se incluyen: la rosa de vientos, la temperatura atmosférica y del agua del río, la humedad relativa ambiente, la precipitación y las clases de estabilidad atmosférica.

Asimismo, se realizaron evaluaciones radioecológicas en peces y especies vegetales de la zona, en la producción agrícola-ganadera local y en sedimentos.

III.3.2.2. DESCARGAS AL AMBIENTE

Las descargas de los efluentes radiactivos que tienen lugar durante el funcionamiento normal de la instalación se controlan y contabilizan constantemente. Los límites autorizados de descarga (K_i) se presentan en la **Tabla III.3 a y b**.

TABLA III.3 a. LÍMITES AUTORIZADOS DE DESCARGAS GASEOSAS PARA LA CNA I

RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)	RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)
estroncio 89	2	cobalto 60	0,1
cesio 134	0,05	cesio 137	0,03
tritio	10 000	iodo 131	0,04
criptón 85m	6 000	criptón 87	700
criptón 88	500	transuránidos	0,002
bario 140	5	rutenio 103	5
rutenio 106	0,3	antimonio 122	10
antimonio 124	1	estroncio 90	0,04
xenón 133	30 000	xenón 135	4 000
argón 41	700		

TABLA III.3 b. LÍMITES AUTORIZADOS DE DESCARGAS LÍQUIDAS PARA LA CNA I

RADIONUCLEIDO	K _i (TBq)	RADIONUCLEIDO	K _i (TBq)
bario 140	400	plata 110m	80
cobalto 60	10	cromo 51	2 000
cesio 134	0,6	cesio 137	0,7
hierro 59	90	tritio	100 000
iodo 131	20	transuránidos	5
manganeso 54	60	níquel 65	20 000
antimonio 125	100	rutenio 103	700
rutenio 106	90	antimonio 122	400
antimonio 124	300	estroncio 89	80
estroncio 90	10	cinc 95	6
circonio 95	60	cobalto 58	70
cerio 144	60		

De la actividad descargada al ambiente con los efluentes gaseosos y líquidos, más del 90% correspondió al tritio. Los valores promedio de las emisiones resultan inferiores al 1% de los respectivos K_i, salvo en el caso del tritio gaseoso donde se alcanza el 5%.

Es decir, no sólo no se superan los límites autorizados sino que las descargas están muy por debajo de esos valores.

Cada una de las centrales nucleares posee un programa de control (monitoreo) ambiental alrededor de la instalación, en los principales eslabones de las vías de transferencia.

El programa de control y las técnicas de medición son sometidos a auditoría por la Autoridad Regulatoria quien, a su vez, realiza un control independiente con mediciones en sus propios laboratorios, ubicados en el Centro Atómico Ezeiza (CAE).

III.3.2.3. DOSIS ASOCIADAS A LA OPERACIÓN DE LA CNA I

DOSIS OCUPACIONALES

En la **Tabla III.4.** donde se presentan las dosis ocupacionales en la CNA I, se aprecia que el promedio de la dosis individual no alcanzó el 30 % del límite vigente. Por otra parte, ningún trabajador recibió una dosis anual superior a 50 mSv.

Tabla III.4. DOSIS OCUPACIONALES - CNA I

AÑO	DOSIS COLECTIVA (Sv hombre)	DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO (mSv)
1974	1,4	4
1975	1,6	6
1976	2,4	8
1977	7,7	13
1978	4,8	12
1979	6,8	13
1980	11,5	15
1981	6,4	13
1982	12,4	20
1983	5,7	11
1984	2,8	6
1985	5,7	17
1986	8,1	10
1987	18,7	19
1988	8,0	14
1989	14,3	19
1990	10,3	15
1991	6,3	12
1992	14,9	15
1993	11,2	9
Promedio	8,0	13

DOSIS EN EL PÚBLICO

La dosis en el grupo crítico para la CNA I se encuentra dos órdenes de magnitud por debajo de las correspondientes restricciones a la dosis individual fijadas por la Autoridad Regulatoria, en 0,3 mSv en un año. Las dosis para el período 1974-1993 se presentan en la **Tabla III.5**.

Tabla III.5. DOSIS INDIVIDUALES EN EL GRUPO CRÍTICO SEGÚN TIPO DE DESCARGA, (mSv)

AÑO	DESCARGAS GASEOSAS	DESCARGAS LÍQUIDAS	DESCARGAS TOTALES
1974	0,00060	0,00058	0,0012
1975	0,00022	0,0016	0,0018
1976	0,0021	0,0025	0,0046
1977	0,0014	0,0015	0,0029
1978	0,0034	0,0011	0,0045
1979	0,0031	0,0016	0,0047
1980	0,0028	0,0012	0,0040
1981	0,0013	0,0013	0,0026
1982	0,0014	0,00087	0,0023
1983	0,0031	0,00064	0,0037
1984	0,00090	0,00096	0,0019
1985	0,0012	0,00089	0,0021
1986	0,0015	0,00070	0,0022
1987	0,0020	0,00088	0,0029
1988	0,0036	0,00095	0,0045
1989	0,0031	0,00055	0,0037
1990	0,0031	0,00053	0,0036
1991	0,0025	0,00044	0,0029
1992	0,0017	0,00051	0,0022
1993	0,010	0,00028	0,010
Promedio	0,0025	0,00096	0,0034

DOSIS COLECTIVA

Las dosis colectivas normalizadas por unidad de energía eléctrica generada, en términos de Sv hombre/GW(e) año, calculadas con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central, se presentan en la **Tabla III.6.**

Tabla III.6. DOSIS COLECTIVA LOCAL Y REGIONAL NORMALIZADA SEGÚN TIPO DE DESCARGA, (Sv hombre/GW(e) año)

AÑO	DESCARGAS GASEOSAS	DESCARGAS LÍQUIDAS	DESCARGAS TOTALES
1974	0,16	0,17	0,33
1975	0,00093	0,27	0,27
1976	0,25	0,51	0,76
1977	0,26	1,3	1,6
1978	0,32	0,77	1,1
1979	0,32	0,98	1,3
1980	0,32	1,1	1,4
1981	0,13	1,4	1,5
1982	0,24	1,5	1,7
1983	0,37	0,89	1,3
1984	0,15	2,1	2,2
1985	0,22	2,2	2,4
1986	0,17	1,0	1,2
1987	0,36	2,4	2,8
1988	1,3	2,7	4,0
1989	(*)	(*)	(*)
1990	0,50	1,1	1,6
1991	0,11	0,71	0,82
1992	0,23	1,2	1,4
1993	1,3	1,0	2,3
Promedio	0,33	1,2	1,5

(*) central en reparación.

La dosis colectiva normalizada promedio en el período 1974-1993, excluyendo carbono 14, alcanzó el 10% de la restricción a la dosis colectiva por unidad de práctica establecida por la Autoridad Regulatoria (15 Sv hombre/GW(e) año).

III.3.2.4. REQUERIMIENTOS ESPECIALES DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO

Como consecuencia del desperfecto ocurrido el 15/8/88, que llevó a la rotura de un canal de refrigeración provocando daños a un elemento combustible y parte de la cubierta interior del tanque del moderador pero sin que se viese afectada la seguridad nuclear

de la instalación, la CNA I estuvo fuera de servicio durante el año 1989. Para poner en marcha nuevamente la central, la Autoridad Regulatoria requirió a la Entidad Responsable la obtención de una nueva licencia de operación. Dicha licencia fue otorgada en diciembre de 1990 y contempla condiciones especiales derivadas de dicho desperfecto.

En la nueva licencia de operación se incluyeron requisitos tendientes a prevenir la ocurrencia de desperfectos similares al acaecido en 1988. Para ello se establecieron períodos de inspección para el tanque del moderador, para los canales de refrigeración, para los tubos-guías de sondas de detección, y para el toroide inferior de distribución de refrigerante del moderador. Además, se precisó que se tomaran los recaudos necesarios para asegurar la detección y alerta temprana de eventos similares. En tal sentido y además, para analizar tendencias en el comportamiento de componentes relacionados con ese desperfecto, se agregaron pruebas repetitivas e inspecciones especiales, adicionales a las que contemplaba el programa de mantenimiento.

III.3.2.5. GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Durante la operación normal de la CNA I se generan, como en cualquier otra instalación nuclear, residuos radiactivos.

Estos están constituidos, en general, por guantes, papeles, trapos, maderas, herramientas, etc., contaminados en procesos de limpieza o de mantenimiento. En la central, los residuos compactables se reducen en una relación de volumen de 5 a 1. Se colocan en tambores de 200 litros, especialmente diseñados para su disposición en trincheras superficiales de residuos de baja actividad, ubicadas en el Centro Atómico Ezeiza (CAE).

Se generan, también, residuos de proceso, consistentes en resinas de intercambio iónico (usadas para la limpieza del circuito primario) y sedimentos del circuito primario (acumulados principalmente en los generadores de vapor). Las resinas -consideradas residuos radiactivos de media actividad- se almacenan en tanques de decaimiento dentro de las piletas de la propia central; el volumen generado es de aproximadamente $0,8 \text{ m}^3/\text{año}$. Los sedimentos, en cambio, se inmovilizan en cemento y se envían a la planta de gestión de residuos de baja actividad del CAE. Otros residuos están constituidos por filtros de la instalación, que se gestionan y almacenan en depósitos existentes en la misma central.

En cuanto a los elementos combustibles usados en la CNA I, estos son almacenados transitoriamente en las piletas de decaimiento que posee esta central.

III.3.3. CENTRAL NUCLEAR EMBALSE (CNE)

La CNE es una central nuclear tipo CANDU-PHWR de 600 MW de potencia eléctrica nominal. Fue puesta a crítico por primera vez en marzo de 1983 y se encuentra en operación comercial desde enero de 1984. Esta central no sólo genera energía eléctrica, sino que también produce el radioisótopo cobalto 60 con fines comerciales (aplicaciones médicas e industriales).

La central está ubicada en la península de Almafuerde, en la costa sur del embalse del Río Tercero, en la Provincia de Córdoba. Se encuentra a 110 km al sur de la ciudad de Córdoba, a 25 km al oeste de la ciudad de Río Tercero y a 5 km al suroeste de la localidad de Embalse.

III.3.3.1. ESTUDIOS PREOPERACIONALES

Desde el año 1974 se efectuaron relevamientos de las características ambientales de la zona del emplazamiento de la CNE. Con ese fin se realizaron estudios tendientes a determinar los aspectos hidrológicos de la cuenca del Río III y, particularmente, del lago del embalse.

Se determinaron las características hídricas y del uso del agua por parte de la población, para consumo directo o riego. En este último aspecto no sólo se determinó el aprovechamiento en el momento del estudio del recurso hídrico, sino que, además, se efectuaron proyecciones que contemplan la tendencia creciente del consumo debido al desarrollo económico esperable en la región.

Otro de los aspectos que se tuvieron en cuenta en los estudios preoperacionales del emplazamiento de la CNE lo constituyó el análisis de las condiciones meteorológicas de la zona, análisis realizado con datos pertenecientes al período 1972-1981 obtenidos en la estación micrometeorológica ubicada en el emplazamiento (dicha estación se encuentra operando desde el año 1971). Al respecto se realizó un estudio climatológico y se evaluaron: el comportamiento medio diario y anual de la temperatura ambiente, la variación de la temperatura del agua del lago en profundidad, la humedad relativa ambiente, la dirección y velocidad del viento, la persistencia de valores extremos de temperatura y humedad, el comportamiento anual de la precipitación y su relación con la dirección del viento, y la interacción de la central con las especies vivas de la zona.

También -entre otros- se realizaron estudios geológicos y sísmológicos relativos a la seguridad del emplazamiento, tales como cuestiones sobre fallas superficiales y sismicidad, se recopiló información de la sismología del lugar, y se aplicaron metodologías de evaluación del riesgo sísmico.

Los resultados de los estudios preoperacionales del emplazamiento de la CNE conforman el "Informe Ambiental sobre el Emplazamiento y el Área de Influencia de la CNE". En dichos estudios participaron diversos institutos del país, incluyendo las Universidades Nacionales de Córdoba, Río Cuarto, San Juan y La Plata.

III.3.3.2. DESCARGAS AL AMBIENTE

Los límites autorizados de descarga establecidos en la licencia de operación de la CNE se presentan en la **Tabla III.7a y b.**

TABLA III.7 a. LÍMITES AUTORIZADOS DE DESCARGAS GASEOSAS PARA LA CNE.

RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)	RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)
argón 41	7 400	cobalto 58	37
criptón 85m	37 000	cobalto 60	0,37
criptón 87	7400	estroncio 89	111
criptón 88	3700	estroncio 90	3,7
xenón 133	185 000	rutenio 106	1,4
xenón 135	37 000	cesio 134	1,4
tritio	37 000	cesio 137	0,37
iodo 131	22	bario 140	148

TABLA III.7 b. LÍMITES AUTORIZADOS DE DESCARGAS LÍQUIDAS PARA LA CNE.

RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)	RADIONUCLEIDO	K_i (TBq)
tritio	3 700	rutenio 103	3,7
cromo 51	370	rutenio 106	0,14
manganeso 54	0,74	plata 110m	1,1
hierro 59	37	antimonio 125	1,1
cobalto 60	0,14	iodo 131	0,18
cinc 65	0,074	cesio 134	0,037
níquel 65	7 400	cesio 137	0,037
estroncio 89	3,7	bario 140	11
estroncio 90	0,14	cerio 144	0,18
circonio 95	1,8	gadolinio 53	29

Las descargas líquidas y gaseosas, en promedio, no superaron el 15% y el 5% de sus respectivos K_i .

III.3.3.3. DOSIS ASOCIADAS A LA OPERACIÓN DE LA CNE

DOSIS OCUPACIONALES

En la **TABLA III.8.** se presentan las dosis recibidas por los trabajadores de la CNE. La dosis individual promedio, en ese período, resultó inferior al 10% del límite aplicable a los trabajadores.

Tabla III.8. DOSIS OCUPACIONALES - CNE.

AÑO	DOSIS COLECTIVA (Sv hombre)	DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO (mSv)
1983	0,2	0,3
1984	1,0	2,0
1985	0,7	1,4
1986	2,6	5,5
1987	1,2	3,4
1988	1,9	5,3
1989	3,3	8,5
1990	0,9	2,3
1991	2,7	5,7
1992	2,9	2,6
1993	1,8	3,2
Promedio	1,9	4,0

DOSIS EN EL PÚBLICO

Las dosis en el grupo crítico se presentan en la **Tabla III.9.** Las dosis resultantes del funcionamiento de la CNE se encuentran entre uno y dos órdenes de magnitud por debajo de la restricción a la dosis individual debida a una única central, (cuyo valor es 0,3 mSv en un año).

TABLA III.9. DOSIS INDIVIDUALES EN EL GRUPO CRÍTICO SEGÚN TIPO DE DESCARGA, (mSv)

AÑO	DESCARGAS GASEOSAS	DESCARGAS LÍQUIDAS	DESCARGAS TOTALES
1984	0,00016	0,00039	0,00041
1985	0,00048	0,00079	0,0013
1986	0,00024	0,0028	0,003
1987	0,00037	0,0095	0,0099
1988	0,00017	0,0059	0,0061
1989	0,00018	0,0067	0,0069
1990	0,00045	0,0064	0,0069
1991	0,00041	0,011	0,011
1992	0,000084	0,0040	0,0041
1993	0,000080	0,0050	0,0051
Promedio	0,00025	0,0052	0,0055

En el período 1984-1993, en promedio, la dosis en el grupo crítico representó menos del 2% del límite autorizado.

DOSIS COLECTIVA

Las dosis colectivas, normalizadas por unidad de energía eléctrica generada, calculadas con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central, se presentan en la **Tabla III.IO.**

Tabla III.IO. DOSIS COLECTIVA LOCAL Y REGIONAL NORMALIZADA SEGÚN TIPO DE DESCARGA, (Sv hombre/GW(ε) año)

AÑO	DESCARGAS GASEOSAS	DESCARGAS LÍQUIDAS	DESCARGAS TOTALES
1984	0,00042	0,019	0,019
1985	0,011	0,035	0,046
1986	0,031	0,25	0,28
1987	0,0025	0,25	0,25
1988	0,017	0,21	0,23
1989	0,0077	0,28	0,29
1990	0,016	0,25	0,26
1991	0,029	0,56	0,59
1992	0,011	0,19	0,20
1993	0,0076	0,20	0,21
Promedio	0,013	0,22	0,23

La dosis colectiva normalizada promedio en el período 1984-1993, excluyendo el carbono 14, alcanzó el 1% de la restricción a la dosis colectiva por unidad de práctica establecida por la Autoridad Regulatoria (15 Sv hombre por GW(e) año).

III.3.3.4. REQUERIMIENTOS DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO

LICENCIA DE OPERACIÓN

La licencia de operación de la CNE fue otorgada por la Autoridad Regulatoria en enero de 1984, y posteriormente modificada en mayo de 1993.

PROGRAMA DE MANTENIMIENTO

La CNE dispone de un programa de mantenimiento y una organización integrada por personal calificado que lo pone en práctica. Dicho programa está definido en procedimientos que establecen el alcance, así como los métodos de implementación, ejecución, programación y control. Además, en la actualidad, la Entidad Responsable está elaborando un manual de mantenimiento de planta, de carácter genérico.

Para la aplicación del programa a cada sistema específico de la planta, se dispone de los correspondientes manuales de mantenimiento. Estos manuales son parte de la documentación mandatoria requerida por la Autoridad Regulatoria a la Entidad Responsable.

Los mismos incluyen información general sobre el mantenimiento de los equipos, así como precisiones sobre la ejecución de esos trabajos, procedimientos, lista de repuestos, y el programa de inspecciones periódicas progresivas. Por otra parte, los manuales son sometidos a revisiones periódicas y deben ser actualizados, incluyendo los eventuales cambios a la ingeniería de diseño, procedimientos, etc.

AUDITORÍAS REGULATORIAS

En la CNE, la Autoridad Regulatoria realizó en su oportunidad una auditoría para examinar y evaluar las prácticas de garantía de calidad de la instalación, antes y durante el período de puesta en marcha. La empresa Gilbert/Commonwealth efectuó dicha auditoría por cuenta y orden de la Autoridad Regulatoria.

Posteriormente, la Autoridad Regulatoria realizó por sí misma auditorías adicionales, entre las que merecen destacarse las efectuadas a las prácticas de garantía de calidad durante la parada programada de 1992, y a las prácticas de protección radiológica, durante la parada programada de 1993.

III.3.3.5. GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DE LA CNE

Durante la operación normal de la CNE se generan residuos radiactivos que, en su mayoría, están constituidos por elementos compactables como guantes, trapos y papeles contaminados. Estos residuos se compactan y se disponen en tambores especiales de 200 litros. Los residuos no compactables (elementos contaminados como maderas, herramientas, etc.) se inmovilizan en cemento y se disponen en tambores similares. Los tambores son almacenados en instalaciones apropiadas ubicadas en el predio de la central, y luego transportados a la planta de gestión de residuos radiactivos del CAE.

En el proceso de purificación del agua del circuito primario se generan residuos que son, básicamente, resinas de intercambio iónico usadas. Alrededor de 12 m³/año de resinas usadas son gestionadas como residuos de media actividad. Las resinas son almacenadas en 2 cubículos de decaimiento, de 200 m³ de capacidad cada uno, ubicados en el predio de la central.

Los elementos combustibles usados son almacenados en piletas ubicadas en la instalación. La capacidad de dichas piletas está limitada a un período de 10 años de operación de la central a plena potencia. Luego de un período de decaimiento, los elementos combustibles son transferidos a silos especiales de almacenamiento en seco, ubicados en el predio de la central nuclear (sistema ASECQ).

III.3.4. CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II

La central nuclear Atucha II (CNA II) fue diseñada por la empresa Kraftwerk Union AG de Alemania con la participación, como arquitecto ingeniero, de la Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas (ENACE). La central, que se encuentra en etapa avanzada de construcción, está emplazada en un predio contiguo a la CNA I, sobre la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a unos 100 km al noroeste de la ciudad de Buenos Aires.

La licencia de construcción con que cuenta la CNA II le fue otorgada el 14 de julio de 1981. Desde mediados de 1986 a inicios de 1993, el ritmo de obra fue muy lento y, consecuentemente, las actividades relacionadas con el proceso de licenciamiento de la central se redujeron sensiblemente. No obstante, la interacción entre la Autoridad Regulatoria y la Entidad Responsable se ha mantenido, desde el principio, activa.

A partir de 1993, y con la reactivación de la obra, se intensificaron las acciones relacionadas con el licenciamiento de la CNA II.

Al respecto, las actividades regulatorias realizadas hasta el presente fueron las siguientes:

- Evaluación del Informe Preliminar de Seguridad.
- Evaluación del Análisis Preliminar de Riesgos.
- Auditorías de garantía de calidad a la Entidad Responsable, a la firma ENACE y a determinadas empresas contratistas.
- Inspecciones regulatorias *in situ* durante la fabricación de grandes componentes de la instalación.
- Inspecciones regulatorias a la obra civil y al depósito de componentes.
- Evaluación de documentación existente, de interés regulatorio.
- Actualmente ya hay inspectores cuasi-residentes destacados *in situ*.

III.4. REACTORES DE INVESTIGACIÓN

En enero del año 1958 se puso crítico el primer reactor nuclear del país, el RA-1, construido por técnicos argentinos sobre la base del reactor norteamericano Argonauta. La fabricación de los diversos componentes, su instalación, operación y el mantenimiento posterior, permitieron a los profesionales que participaron en los trabajos adquirir un conocimiento detallado del comportamiento del reactor. Esto se tradujo en la confianza necesaria para encarar, a continuación, una serie de modificaciones y la adaptación a las necesidades que fueron surgiendo en las siguientes etapas de su explotación, principalmente la producción de radioisótopos de vida corta, cuya importación se deseaba sustituir.

Las modificaciones realizadas en el reactor RA-1 tuvieron como paso previo la construcción de un conjunto crítico que permitiera estudiar distintos modelos de geometrías y configuraciones nucleares adaptables a las demandas previstas. Este conjunto crítico, conocido como RA-0, fue encarado por la CNEA a principios del año 1959 y se ubicó próximo al RA-1. El acceso directo a todos sus componentes y la facilidad de maniobra de este reactor, de gran valor didáctico, motivaron la decisión de su emplazamiento posterior en la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional de Córdoba.

En el año 1967, se inauguró el reactor RA-3, de diseño totalmente nacional, con el doble propósito de investigación y producción de radioisótopos. Actualmente, se encuentra en construcción el reactor RA-8, ubicado en el Complejo Pilcaniyeu, cuyo objetivo es obtener los parámetros de diseño del núcleo del reactor CAREM,

reactor éste de aproximadamente 25 MW de potencia eléctrica y cuyo proyecto está siendo elaborado por la empresa INVAP S.E. En la **Tabla III.II.** se resumen las características de los reactores de investigación de Argentina.

TABLA III.II. REACTORES DE INVESTIGACIÓN DE ARGENTINA

	REACTOR					
	RA-O	RA-I	RA-3	RA-4	RA-6	RA-8
UBICACIÓN	Ciudad Universitaria - Córdoba	Centro Atómico Constituyentes	Centro Atómico Ezeiza	Universidad Nacional de Rosario	Centro Atómico Bariloche	Pilcaniyeu
OPERADOR	Universidad Nacional de Córdoba	CNEA	CNEA	Facultad de Ingeniería	CNEA	INVAP
USO	Investigación y docencia	Investigación	Producción de radioisótopos e investigación	Investigación y docencia	Investigación y docencia	Investigación
POTENCIA	1 W	40 kW	5 MW	1 W	0,5 MW	10 W
COMBUSTIBLE	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235	Uranio enriquecido al 90% en uranio 235	Uranio enriquecido al 3% en uranio 235
TIPO DE ELEMENTO COMBUSTIBLE	Barra cilíndrica	Barra cilíndrica	Placa MTR	Discos	Placa MTR	Barra cilíndrica
OPERACIÓN	1970-1974 1987-a punto de reiniciarse	1958-continúa	1967-continúa	1971 -continúa	1982 -continúa	En construcción

Las dosis recibidas por los trabajadores de los reactores de investigación son muy poco significativas y la vía de exposición es, en general, la irradiación externa. El control radiológico se efectúa mediante el monitoreo individual de los trabajadores en las zonas clasificadas como áreas controladas y mediante el monitoreo de áreas en las denominadas zonas supervisadas. La **Figura III.B.** presenta, a modo de ejemplo, las dosis anuales promedio en el reactor RA-3 entre los años 1989 y 1993.

DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO - RA-3

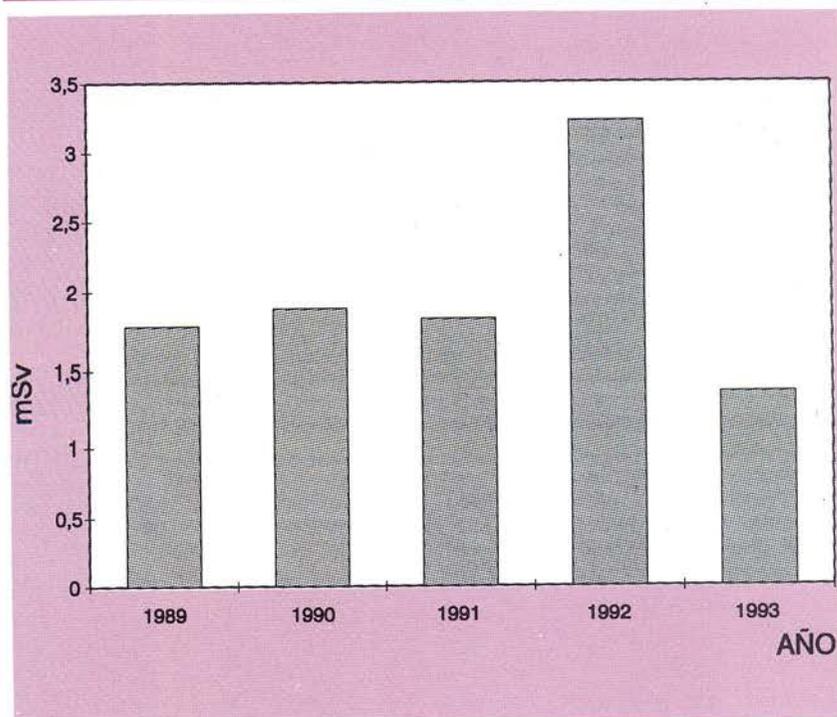


Figura III.B.

Los únicos reactores de investigación que descargan efluentes al ambiente son el RA-3 y el RA-6, siendo el nivel de dichas descargas sustancialmente inferior a los límites autorizados establecidos en las respectivas licencias de operación.

REFERENCIAS

- [1] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Licenciamiento de instalaciones relevantes". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 0.0.1.
- [2] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Autorizaciones específicas del personal de instalaciones relevantes". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 0.11.1
- [3] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Criterios generales de seguridad en la operación". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.9.1.
- [4] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Exposición ocupacional". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.1.1.
- [5] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Garantías de calidad". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.6.1.
- [6] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Documentación a ser presentada a la autoridad licenciante hasta la puesta en operación comercial de una central nuclear". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.7.1.
- [7] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Comunicación de eventos relevantes". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.9.2.