

anexo 4b

CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

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 1** muestra un esquema del ciclo de combustible nuclear y la **figura 2** muestra la distribución geográfica de las actividades de la CNEA, en Argentina.

figura 1 - Ciclo de combustible nuclear

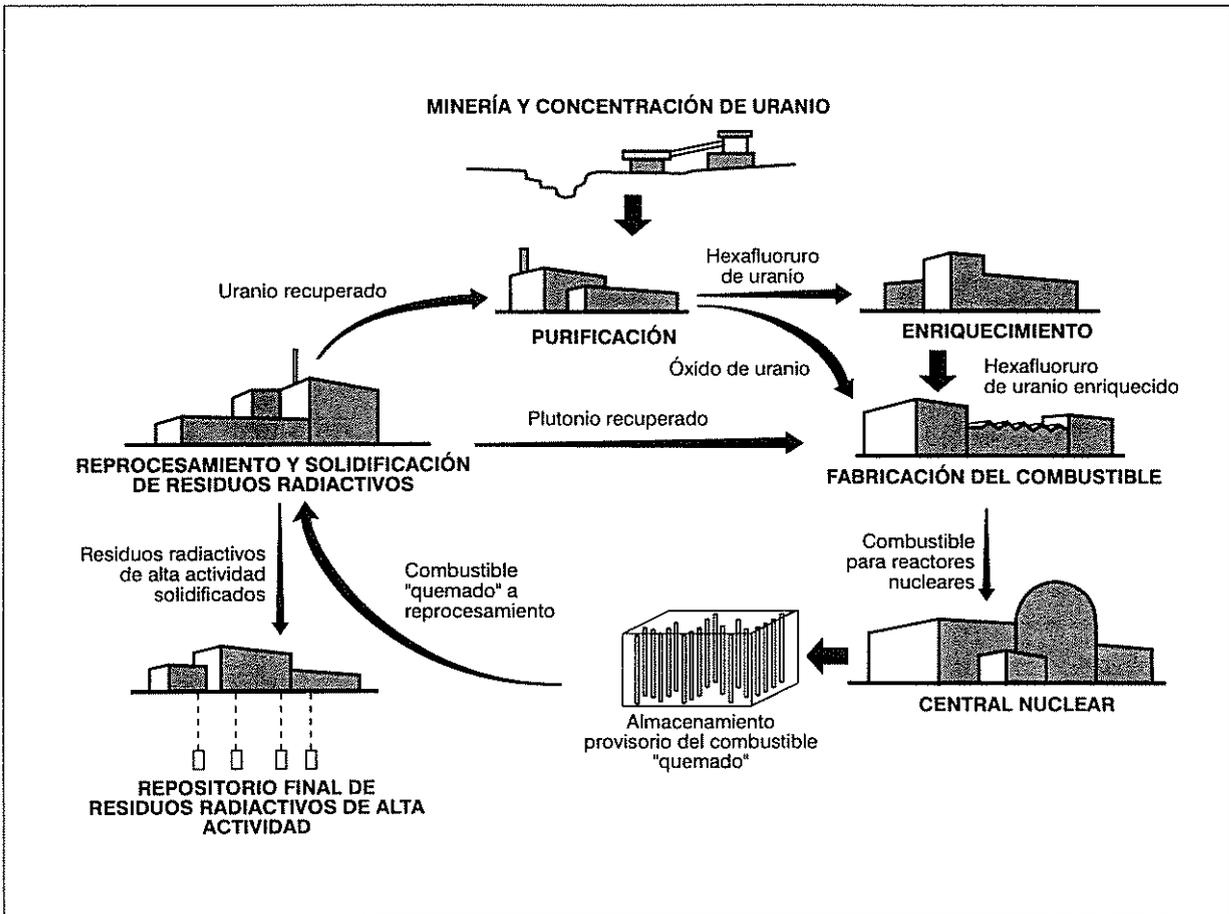
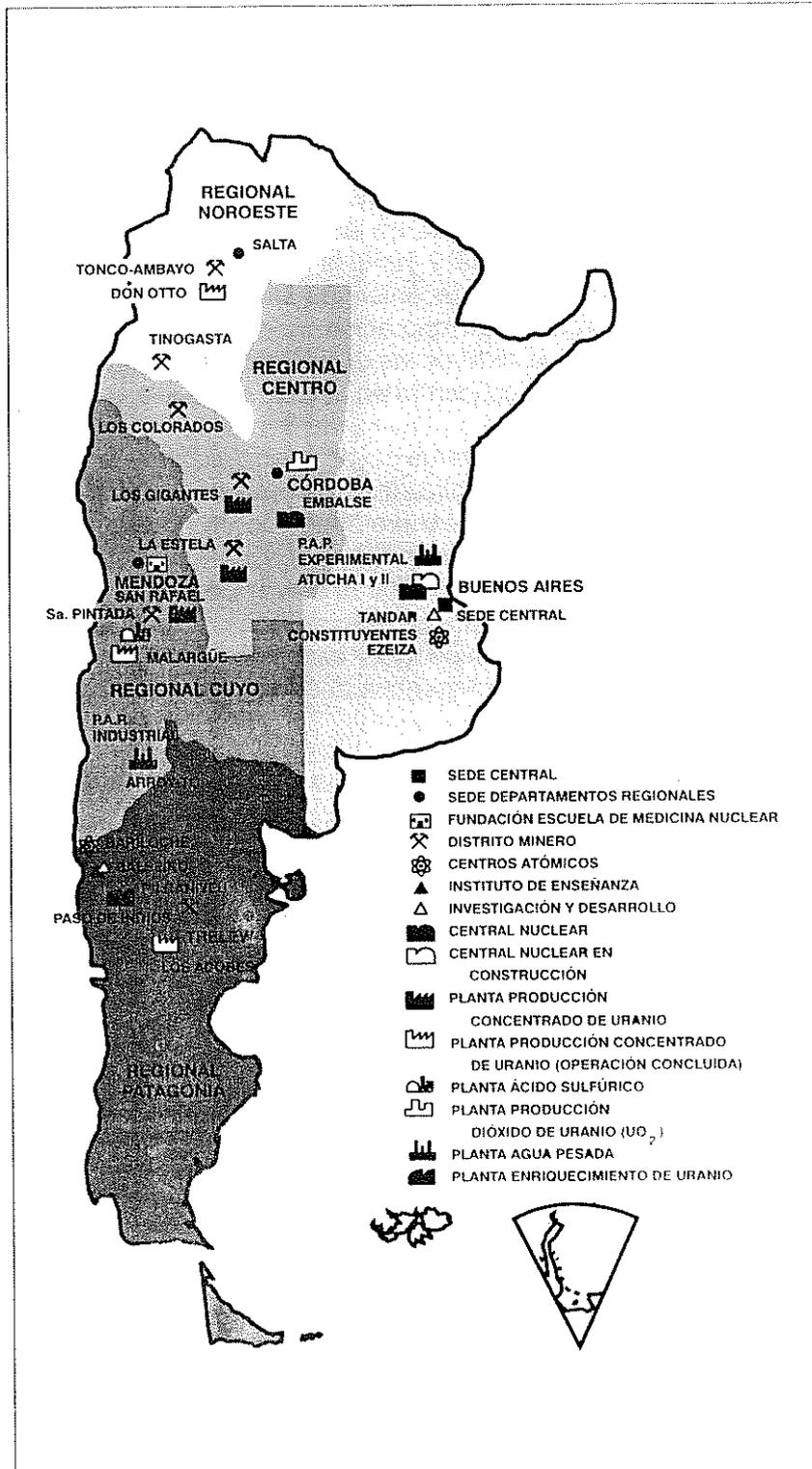


figura 2 - Distribución geográfica de instalaciones nucleares



ETAPAS DEL CICLO ASOCIADAS A LA FABRICACIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

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 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 1** 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 3 - Proceso de extracción y concentración de uranio

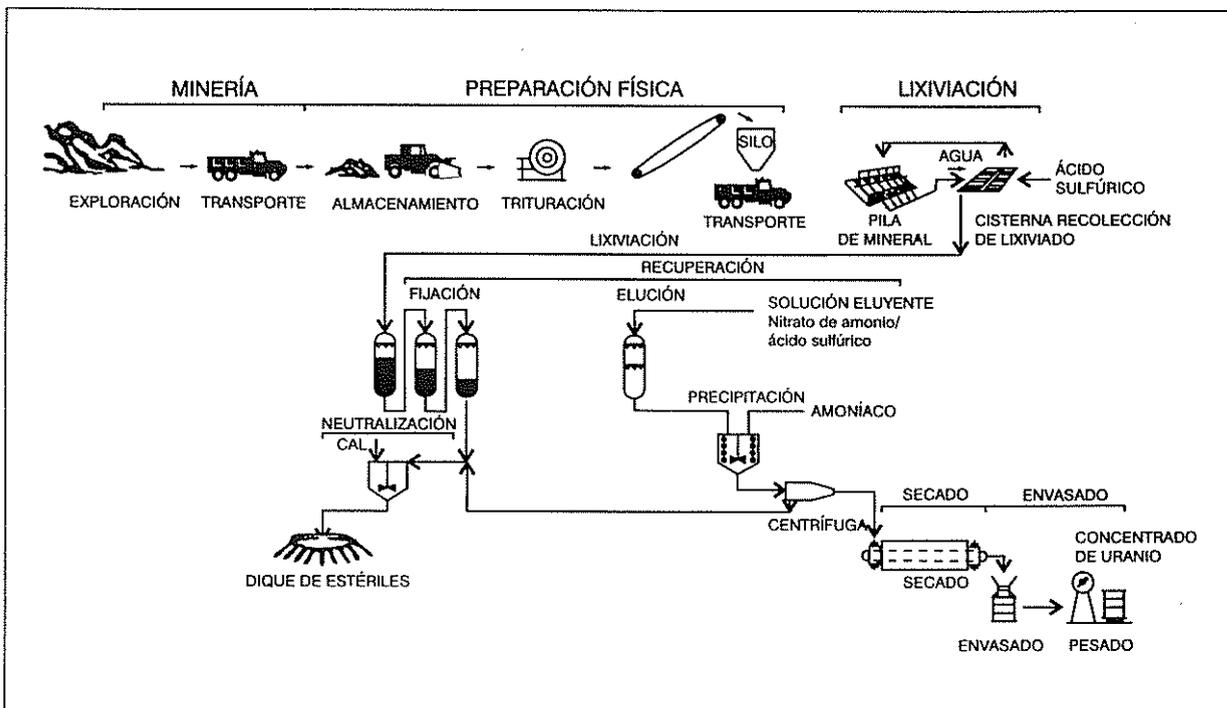


TABLA 3
Instalaciones relacionadas con
la prospección, extracción y concentración
de uranio en la Argentina

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	Autorizada a operar a partir de 1993

C.F.:Complejo Fabril

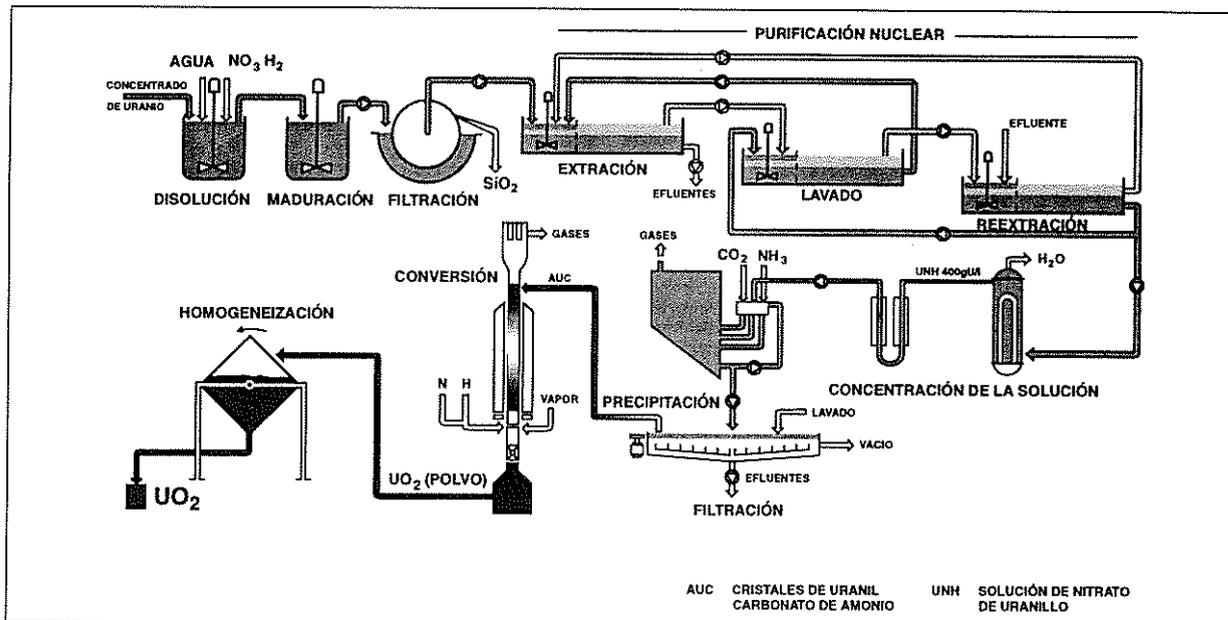
C.M.F.:Complejo Minero Fabril

CONVERSIÓN A DIÓXIDO DE URANIO

Para obtener dióxido de uranio (UO₂) 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 UO₂. La **figura 4** muestra un diagrama de flujo de las principales secuencias del proceso.

figura 4 - Procesos en la planta de producción de UO₂



ENRIQUECIMIENTO DEL VRANIO

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 UO₂, proveniente del Complejo Fabril Córdoba, a hexafluoruro de uranio (UF₆) y luego, mediante el método de difusión gaseosa se separan los átomos más pesados del uranio, obteniéndose como resultado el enriquecimiento en uranio 235.

FABRICACIÓN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

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

figura 5 - Fabricación de elementos combustibles en CONUAR

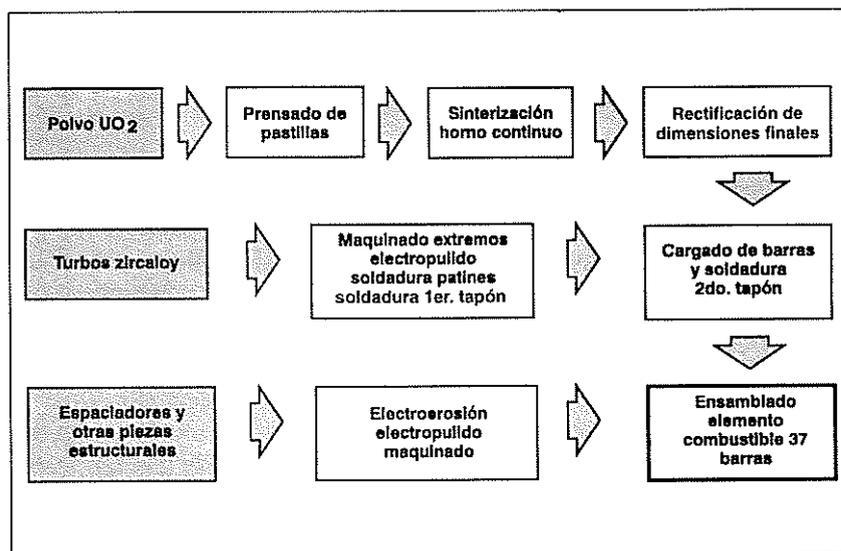
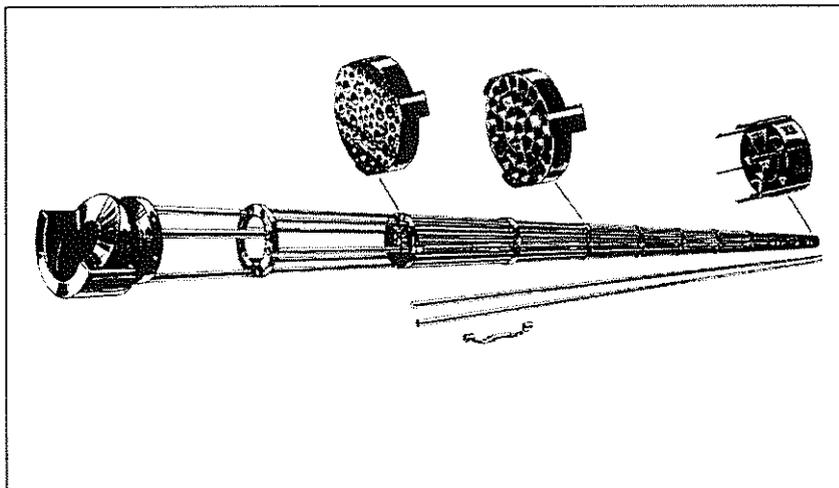


figura 6 - Elemento combustible nuclear tipo Atucha



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.

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.

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** 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.

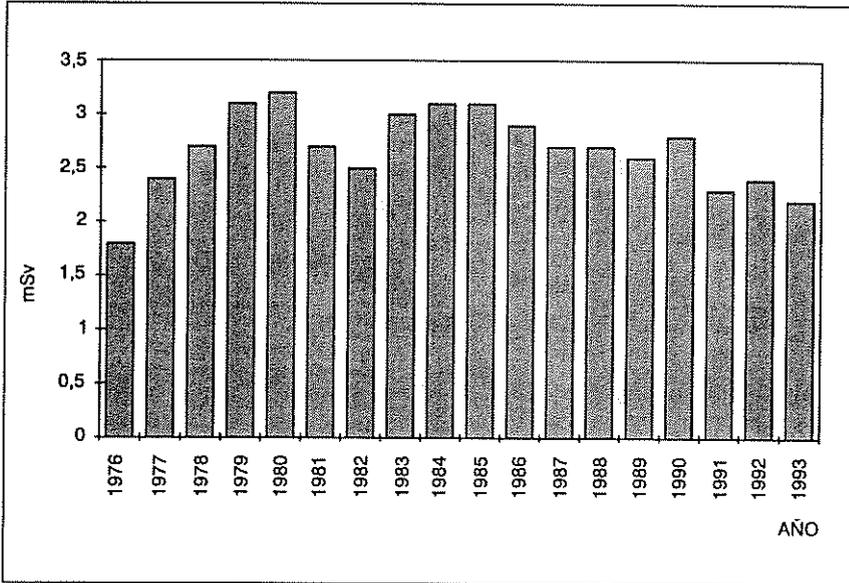
En el caso de los complejos minero fabriles, la **autoridad regulatoria** requiere una serie de documentos que describen los procedimientos de operación y monitoreo radiológico ocupacional y ambiental. Del resultado de la evaluación de esa documentación depende que se otorgue la autorización de funcionamiento,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

PROTECCIÓN OCUPACIONAL

Las dosis medias anuales recibidas por los trabajadores de la minería, de la concentración y de la purificación de uranio, entre

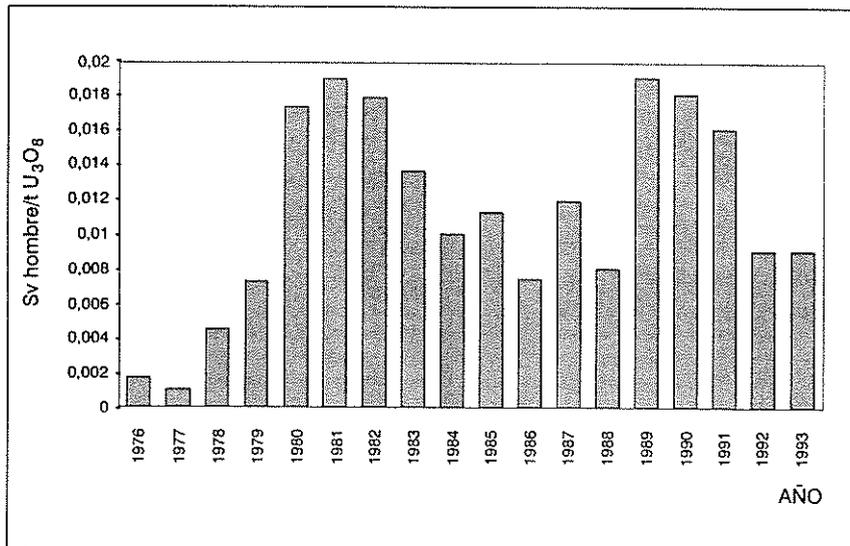
los años 1976 y 1993 no superaron el 7% del límite de dosis. En la **figura 7** se presentan las dosis ocupacionales en dicho período.

figura 7 - DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO
Extracción, concentración y purificación de uranio



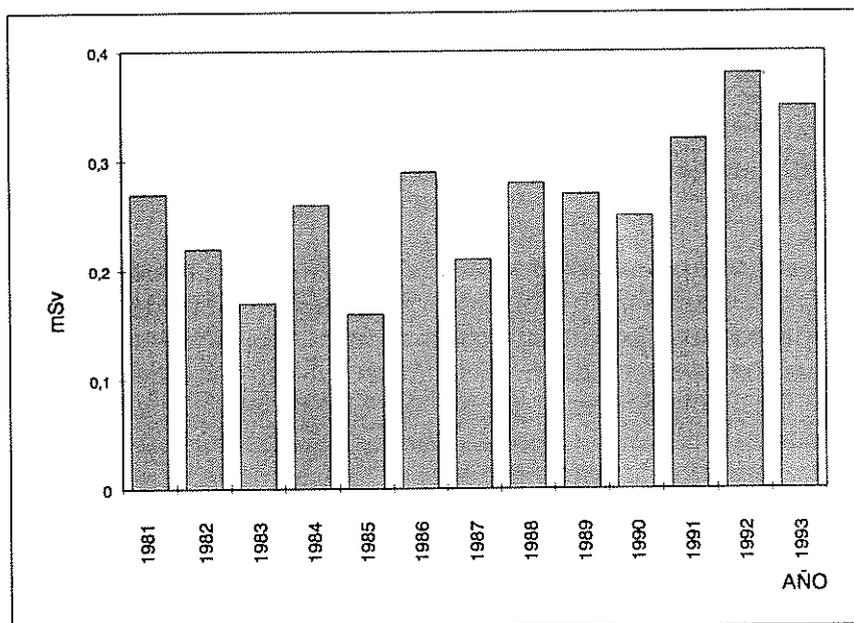
La **figura 8** muestra la dosis colectiva por unidad de práctica entre los años 1976 y 1993.

figura 8 - DOSIS COLECTIVA NORMALIZADA
Extracción, concentración y purificación de uranio



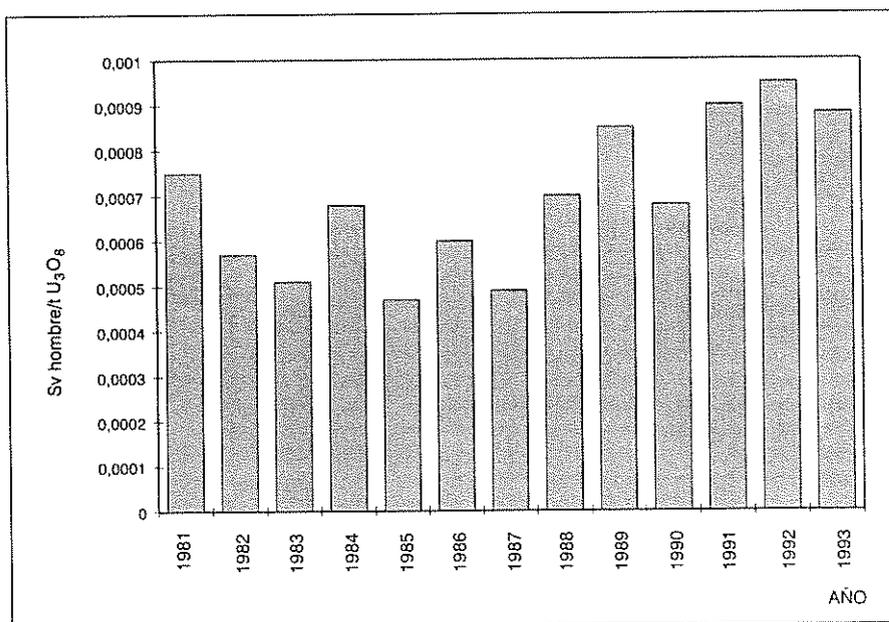
En la **figura 9** se presentan las dosis anuales promedio en los trabajadores de la fabricación de elementos combustibles, las que no superaron el 1% del límite de dosis.

figura 9 - DOSIS INDIVIDUAL PROMEDIO
Fabricación de elementos combustibles



Finalmente, en la **figura 10** se muestra la dosis colectiva por unidad de producción de elementos combustibles en ese período.

figura 10 - DOSIS COLECTIVA NORMALIZADA
Fabricación de elementos combustibles



PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y DEL AMBIENTE

La **autoridad regulatoria** establece, cuando corresponde, 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 11a y b** se presentan los resultados del monitoreo ambiental en los alrededores de los complejos minero fabriles.

figura 11a - Concentración de uranio en aguas superficiales

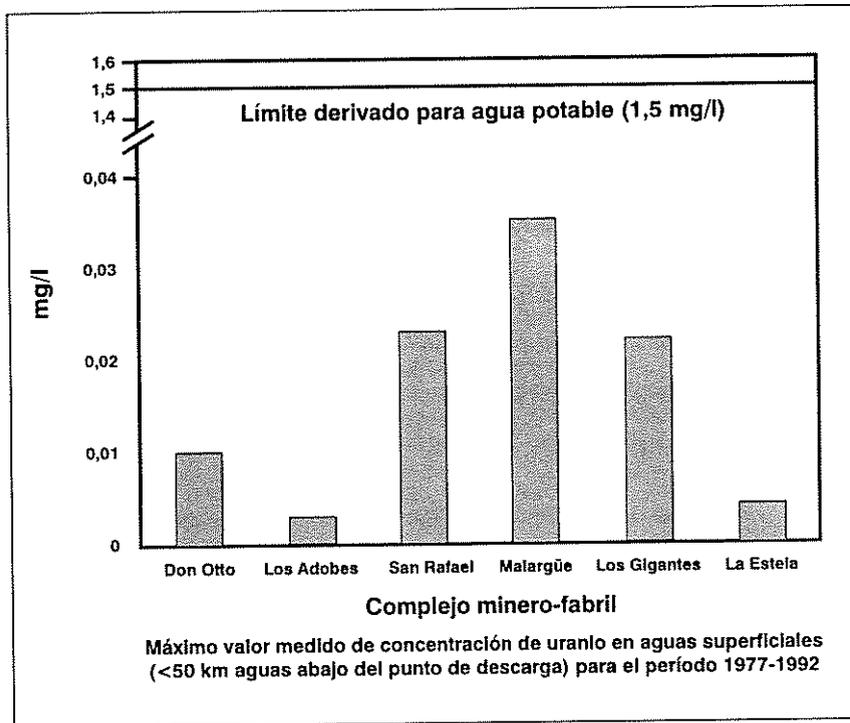
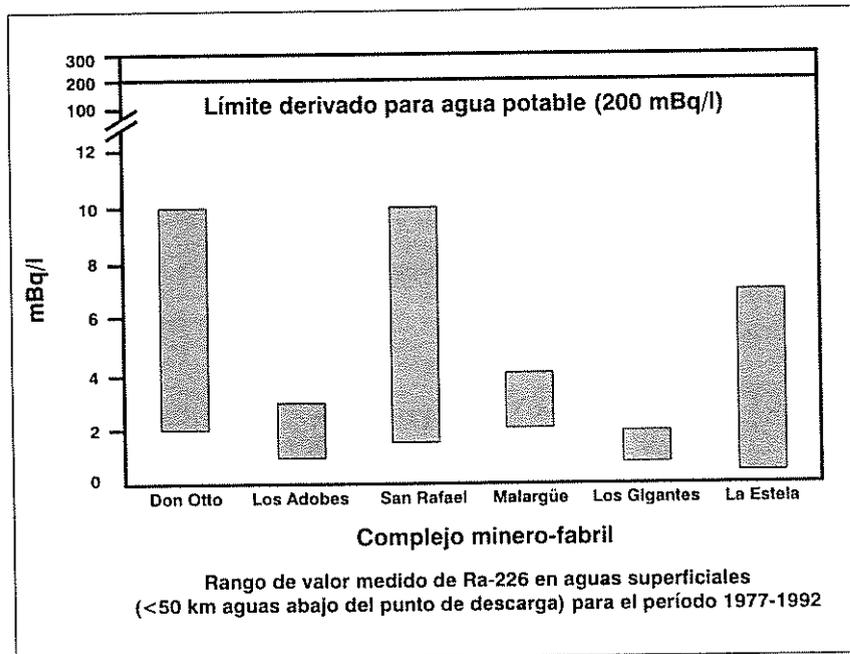


figura 11b - Actividad de radio 226 en agua superficiales



A modo de ejemplo, la **figura 12a 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.

figura 12a - Concentración de uranio en aguas superficiales

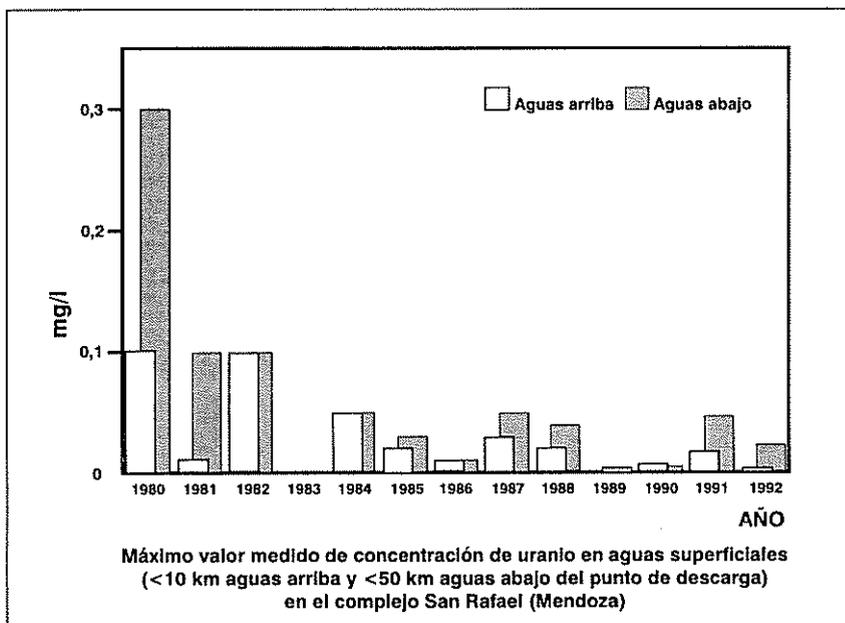
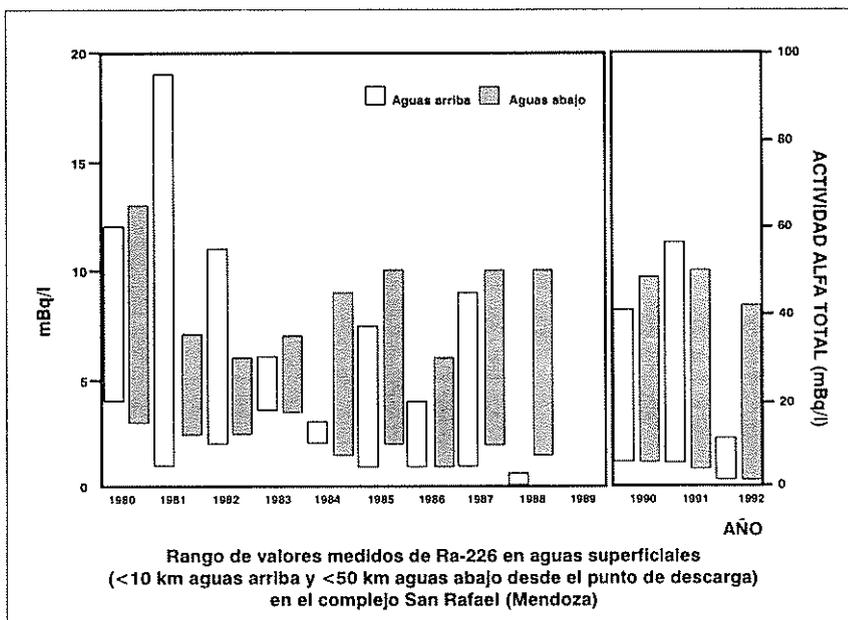


figura 12b - Actividad de radio 226 en aguas superficiales



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 2**.

TABLA 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

CENTRALES NUCLEARES

INTRODUCCIÓN

Desde hace 20 años, la energía nuclear viene contribuyendo significativamente a la generación de energía eléctrica en el país, habiéndose constituido en la fuente más confiable del parque eléctrico nacional. Durante este período se alcanzaron factores de carga altos, ubicándose las centrales argentinas -en repetidas oportunidades- entre las de mejor rendimiento en el mundo .

Existen en el país dos centrales nucleares, la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y la Central Nuclear Embalse (CNE), 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 (la CNEA fue en 1993 la primera productora de electricidad del país). Durante los períodos de crisis del parque eléctrico, la contribución nucleoelectrica superó el 20%.

Una tercera central nuclear, la Central Nuclear Atucha II (CNA II), de 693 MW de potencia eléctrica neta, se encuentra en avanzado estado de construcción, previéndose su operación comercial para el año 1997.

Los reactores de las tres centrales son del tipo uranio natural-agua pesada comúnmente denominados reactores de agua pesada presurizada. Estos reactores permiten utilizar uranio natural como combustible, hecho que representó un factor determinante cuando se tomó la decisión para la construcción de la CNA I, en la década del '60 .

GENERALIDADES SOBRE CENTRALES NUCLEARES

Básicamente, la única diferencia entre una central eléctrica térmica convencional y una central nucleoelectrónica reside en la forma como se obtiene el calor necesario para producir el vapor de agua que acciona la turbina y, por ende, el generador eléctrico. En el primer caso se lo obtiene quemando petróleo, gas natural o carbón de piedra en una caldera; en el segundo, se utiliza el calor generado en la fisión controlada de los núcleos de uranio para producir el vapor, algunas veces directamente en el reactor nuclear, otras indirectamente en un generador de vapor calentado por el agua que circula por el reactor nuclear.

En la actualidad existen en operación comercial varios tipos de sistemas nucleares de generación de vapor:

- Con reactor refrigerado con agua común a presión (cuya sigla en inglés es PWR).
- Con reactor refrigerado con agua pesada a presión (cuya sigla en inglés es PHWR).
- Con reactor refrigerado con agua común a ebullición (cuya sigla en inglés es BWR, RBMK).
- Con reactor refrigerado a gas. (cuya sigla en inglés es MAGNOX, AGR, et.).
- Con reactor rápido refrigerado con sodio fundido (cuya sigla en inglés es FBR).

Estos sistemas se distinguen unos de otros por diversas diferencias técnicas como, por ejemplo, la solución adoptada para refrigerar al reactor, o el empleo de uranio natural o enriquecido como combustible.

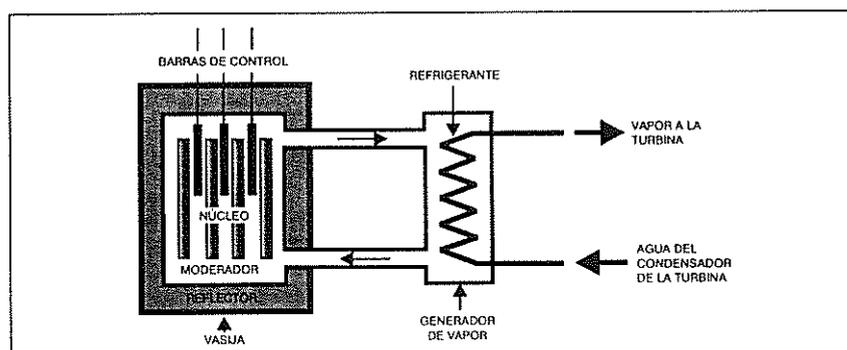
A pesar de estas diferencias, los reactores de potencia comparten un conjunto de características más o menos generales.

Los sistemas esenciales de un reactor son:

- El núcleo, donde tiene lugar la fisión nuclear y, consecuentemente, la generación de calor.
- El moderador, necesario para frenar (*moderar*) los neutrones provenientes de las reacciones de fisión y, de esa forma, aumentar la posibilidad de nuevas fisiones que mantengan la continuidad de la reacción en cadena.
- El reflector, que tiene por finalidad devolver hacia el núcleo del reactor aquellos neutrones que salieron de él sin provocar una fisión.
- El refrigerante, cuya función es extraer y transferir la energía térmica liberada en el núcleo, con vistas al ulterior aprovechamiento de ésta asegurando, a la vez, el mantenimiento de la integridad del núcleo.
- El sistema de control, cuya función es mantener controlada la tasa de reacciones de fisión en el núcleo; esto implica el control de la potencia generada por el reactor, control que se ejerce tanto por razones de explotación, como de seguridad.
- La vasija, cuya función es alojar al núcleo, el moderador, el reflector y otros componentes del reactor. En aquellos reactores de potencia donde este conjunto se encuentra a alta presión, la vasija suele denominarse **recipiente de presión (calandria** en el caso del reactor CANDU).

En el núcleo del reactor se encuentra el combustible nuclear; el núcleo está dividido en un conjunto de componentes denominados elementos combustibles y cada uno de estos elementos está formado, a su vez, por un manojo de tubos dentro de los cuales se aloja el material fisible (dióxido de uranio), y donde se genera calor debido a la fisión nuclear (**figura 13**).

■ **figura 13 - Representación esquemática de un reactor nuclear de fisión**



Existen reactores de potencia donde el sistema que transporta el calor generado en el núcleo -circuito primario- y el que genera vapor -circuito secundario- se encuentran totalmente aislados uno del otro, desde el punto de vista mecánico; sólo están acoplados térmicamente a través de generadores de vapor en los cuales se transfiere el calor desde el circuito primario al circuito secundario.

En el proceso de fisión se generan sustancias radiactivas denominadas productos de fisión, los cuales quedan confinados en el interior de los elementos combustibles y representan más del 99,9% del inventario radiactivo presente en el reactor de una central nuclear (el resto son otras sustancias radiactivas).

Los productos de fisión, como cualquier radioisótopo, experimentan el fenómeno denominado decaimiento radiactivo por el cual también generan calor, conocido como calor de decaimiento o calor residual. El calor de decaimiento subsiste aún después de que el reactor ha sido detenido, y representa -en los primeros instantes subsiguientes a la detención- aproximadamente el 8% de la potencia nominal del reactor. Debido a la persistencia de esta potencia residual, el reactor debe ser refrigerado para evitar daños en el núcleo. Las centrales nucleares disponen de sistemas especiales para la remoción del calor residual.

En cuanto al control del reactor, se deben considerar dos aspectos del mismo: el control desde el punto de vista de la seguridad, y el control desde el punto de vista de la explotación. Los sistemas y dispositivos de control son muy variados y complejos; en general, el método es la utilización de venenos neutrónicos: sustancias que tienen la propiedad de absorber neutrones. Tales venenos, cuando se utilizan en forma sólida, se denominan barras de control y cuando constituyen soluciones líquidas, se denominan venenos en solución. Las barras de control se emplean, corrientemente, con fines tanto de regulación como de seguridad de un reactor; los venenos "líquidos", salvo excepciones, sólo se usan con fines de seguridad.

Las centrales nucleares disponen de diversos sistemas de seguridad, redundantes e independientes entre sí, siendo sus funciones fundamentales: detener la reacción de fisión en el reactor cuando sus condiciones de operación no son las normales, mantener detenido el reactor en forma segura, y mitigar las consecuencias radiológicas de accidentes que pudieren ocurrir.

Los principales sistemas de seguridad se clasifican en:

-  De parada rápida.
-  De refrigeración de emergencia del núcleo.
-  De contención.

Un sistema de parada rápida detiene el funcionamiento del reactor súbitamente, en el caso que ciertos parámetros de operación del mismo alcancen valores que pudiesen comprometer la seguridad (v.g., la potencia del reactor, la presión en el circuito primario o el nivel de agua en los generadores de vapor).

Un sistema de refrigeración de emergencia actúa ante la ocurrencia de toda falla que implique una pérdida de refrigerante primario, proveyendo los medios suficientes para mantener enfriado el núcleo del reactor durante el tiempo que sea necesario.

Un sistema de contención previene, en situaciones accidentales, la liberación al ambiente de productos de fisión y otros materiales radiactivos. Actúa, además, como sistema supresor de presión en accidentes que impliquen la ruptura de la barrera de presión del circuito primario y oficia de blindaje de la radiación.

En las centrales nucleares existe un cuarto sistema, el de alimentación eléctrica esencial. A pesar de que éste es un sistema auxiliar de los de seguridad, tiene una incidencia tan considerable en el nivel de seguridad de la planta, que es tratado con la misma importancia que se les da a los sistemas de seguridad propiamente dichos.

Con respecto a las fuentes de radiación normalmente presentes en una central nuclear, la más importante se encuentra en el núcleo, y está constituida por los productos de fisión contenidos en los tubos que conforman cada elemento combustible. Los productos de fisión más significativos, desde el punto de vista radiológico, son los isótopos de gases nobles, de yodo y de cesio.

El refrigerante y el moderador también constituyen fuentes de radiación. La actividad existente en el refrigerante y el moderador es producida, principalmente, por la activación de los elementos presentes en estos medios y sometidos al flujo neutrónico. En las centrales de agua pesada, el radioisótopo más importante es el tritio, producido por activación neutrónica del deuterio.

OPERACIÓN DE CENTRALES NUCLEARES EN ARGENTINA

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 Gerentes de la CNA I y de la CNE son los respectivos **responsables primarios** de estas instalaciones.

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 una Licencia y Autorización Específica.

Comité interno asesor de seguridad y comité de revisión técnica

En la licencia de operación de la CNA I y de la CNE, la **autoridad regulatoria** ha requerido 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.

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 los límites prefijados 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 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, adoptados durante esa etapa. La aceptación de los límites y condiciones de operación, por parte del organismo regulador, es un requisito importante para el otorgamiento de la licencia de operación.

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

- Potencia máxima.
- Temperatura del refrigerante.
- "Calidad" química del refrigerante.
- Disponibilidad de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Especificaciones operativas de los generadores de vapor.
- Último sumidero de calor.
- Velocidad de inserción de reactividad negativa.
- Instrumentación de vigilancia radiológica de áreas.
- 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.

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).

En las licencias de operación de las centrales nucleares se establece 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 $0,5 \mu\text{Sv/h}$ 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.

Deberán registrarse mensualmente las dosis ocupacionales debidas a exposición externa y a la incorporación, en ese período, de material radiactivo. Esos registros se confeccionarán 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 mensuales recibidas por el personal.

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 Sv hombre.

PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD EN OPERACIÓN

La **entidad responsable** implementó el correspondiente 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 del programa son consistentes con los del Código de Práctica 50-C-QA del Programa NUS (Nuclear Safety Standards) del Organismo Internacional de Energía Atómica.

- La aprobación 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 no pudiendo 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 auditadas y que no se encuentran directamente ligadas a funciones relacionadas con la producción.

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).

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, el organismo regulador 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 apartamientos 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.

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 radiológica y del Plan de emergencia. Detalla, asimismo, el procedimiento de evaluación y certificación de la capacitación específica de dicho personal.

La **autoridad regulatoria** requiere, además, 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.

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 reguladora**, tan 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; una descripción de las acciones de los operadores en relación con el evento, y de las consecuencias del evento. 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 las 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 de sistemas de protección, de la instrumentación relacionada con la seguridad y 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, excesiva respecto 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 incurridas por el personal (trimestral y anualmente).
- Propuestas de modificaciones del diseño.
- Propuestas de modificaciones de la documentación mandatoria.
- Realización de simulacros de emergencia y posterior informe de resultados.
- Realización de paradas programadas para inspección y mantenimiento.
- Informes de las reuniones del Comité Interno Asesor de Seguridad y del Comité de Revisión Técnica.

INSPECCIONES REGULATORIAS

Además de las inspecciones y auditorías que realiza la **entidad responsable**, la **autoridad regulatoria** tiene un programa propio independiente de inspecciones y auditorías regulatorias.

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.

Auditorias regulatorias

La **autoridad regulatoria** realiza asimismo auditorías regulatorias. Las mismas se desarrollan bajo procedimientos escritos y se programan para cubrir aspectos organizativos, operativos o de procesos de la instalación.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA 1 (CNA I)

En el año 1964 la CNEA inició el estudio de factibilidad para la CNA I, que sería la primera central nuclear argentina y de América Latina; posteriormente, en 1967, la central fue comprada llave en mano a la empresa Siemens AG de Alemania.

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.

El reactor fue puesto crítico 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.

CARACTERÍSTICAS TÉCNICAS PRINCIPALES

La CNA I tiene un reactor de agua a presión, moderado y refrigerado por agua pesada; el reactor y las partes más importantes de la instalación se encuentran dentro de una esfera de acero de 50 m de diámetro. Esta esfera está rodeada, a su vez, por una segunda envoltura, de hormigón armado, constituyendo ambas el denominado edificio de contención del sistema nuclear de generación de vapor.

Además, el reactor se caracteriza por tener un sistema moderador independiente del sistema primario de refrigeración; el moderador circula entre los canales que contienen a los elementos combustibles, impulsado por bombas propias y a temperaturas inferiores a las del refrigerante primario. El moderador actúa también como reflector.

La generación de electricidad es producida a partir de la fisión controlada de los átomos de uranio 235, contenidos en los elementos combustibles de uranio natural existentes en el núcleo del reactor. La energía producida por éstos es transferida, en forma de calor, al refrigerante, para accionar un turbogruppo que produce electricidad, como en una usina convencional.

Además del edificio del reactor, la CNA I está compuesta por un edificio de turbina, equipos para el manejo del combustible, instalaciones de depuración del agua pesada, pileta de almacenamiento de elementos combustibles usados, sistemas de tratamiento y almacenamiento de residuos radiactivos y demás instalaciones auxiliares y secundarias, necesarias para el funcionamiento de la central. Las principales características técnicas se detallan en la **tabla 3**.

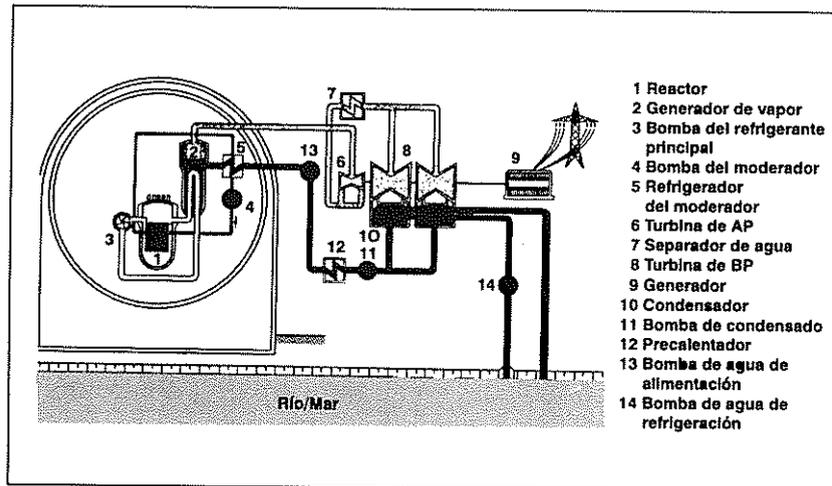
TABLA 3
Características técnicas de la CNA I

Reactor	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada (PHWR)
Tipo de combustible	Uranio natural
Tipo de refrigerante y moderador	Agua pesada
Potencia térmica autorizada	1179 MW
Potencia eléctrica bruta	357 MW
Potencia eléctrica neta	335 MW
Núcleo del reactor	
Material combustible	UO ₂
Tipo de elemento combustible	Haz c/ 37 barras
Número de canales de refrigeración de combustibles	253
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible	6,18 m
Refrigerante primario	
Concentración de agua pesada	99,75 D ₂ O e/p
Conductividad	4 a 20 µS
Oxígeno	0,01/0,05 ppm
pD	10,2 a 10,9
Crud*	0,01 a 0,02 ppm
Litio	0,5 a 1,3 ppm
Deuterio disuelto	0,1 a 0,3 ppm
Sodio	< 0,01 ppm
Ácido deuterobórico	< 0,003 ppm
Datos termodinámicos de diseño	
Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,65 MPa
Temperatura media a la salida de los canales de refrigeración	305°C
Caudal del medio refrigerante	20 210 t/h
Transmisión de calor a plena carga, potencia específica media de la barra combustible	21,85 kW/m
Temperatura máxima de la superficie de la vaina combustible	323°C
Temperatura máxima del dióxido de uranio	2250°C

* Productos de corrosión y desgaste en suspensión

En la **figura 14** se muestran, esquemáticamente, el reactor, los generadores de vapor, las bombas principales de refrigeración y otros subsistemas de los circuitos de refrigeración principal y del moderador. En la **figura 15** se aprecian aspectos generales del edificio del reactor.

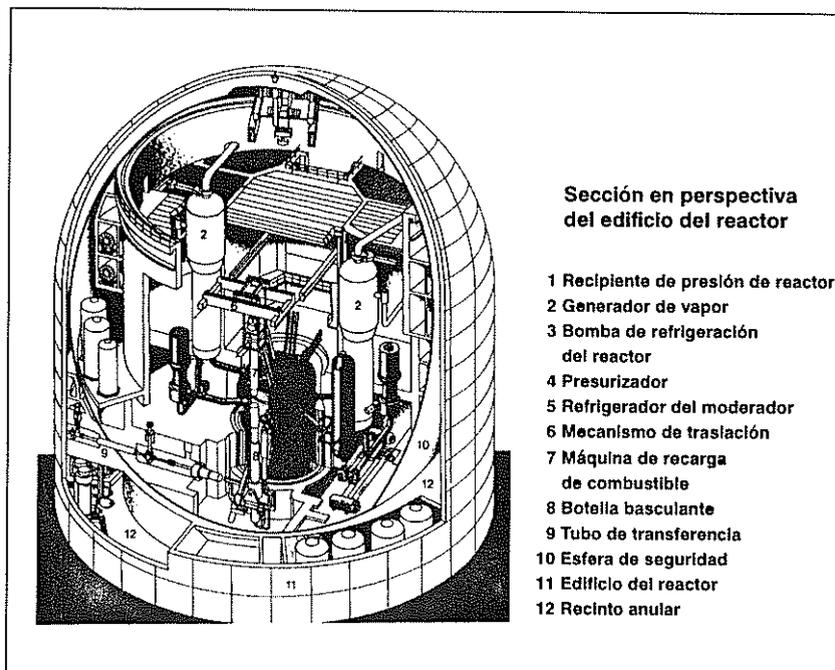
figura 14 - Esquema básico de la CNA I



ESTUDIOS PREOPERACIONALES

Con el fin de evaluar el impacto ambiental 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.

figura 15 - Corte del edificio del reactor de la CNA I



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.

DESCARGAS AL AMBIENTE

Durante la operación de la instalación se originan productos de fisión que quedan retenidos, en su mayor parte, dentro de los elementos combustibles. La activación de materiales estructurales dentro del circuito primario también origina radionucleidos, y debido a la natural corrosión de estos materiales, tales radionucleidos se incorporan al refrigerante del circuito primario; posteriormente son eliminados del mismo por los sistemas de depuración de este circuito. Sin embargo, una muy pequeña proporción de radionucleidos no puede ser retenida y, por lo tanto, es descargada al ambiente. Entre los radionucleidos descargados a la atmósfera se encuentran: gases nobles derivados del proceso de fisión (criptón y xenón), gases activados, tritio, yodo y aerosoles. Los efluentes líquidos incluyen principalmente: tritio, productos de fisión y productos de corrosión activados.

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 establecidos en la Licencia de Operación se presentan en la **tabla 4a y b**.

TABLA 4a
Límites autorizados de descargas gaseosas para la CNA I

Radionucleido	Ki(TBq)	Radionucleido	Ki(TBq)
estroncio 89	2	cobalto 60	0,1
cesio 134	0,05	cesio 137	0,03
tritio	10 000	yodo 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 4b
Límites autorizados de descargas líquidas para la CNA I

Radionucleido	Ki(TBq)	Radionucleido	Ki(TBq)
bario 140	400	plata 110m	80
cobalto 60	10	chromo 51	2 000
cesio 134	0,6	cesio 137	0,7
hierro 59	90	tritio	100 000
yodo 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		

En la **tabla 5a y b** se presenta la actividad descargada al ambiente con los efluentes gaseosos y líquidos de la CNA I desde que comenzó su operación comercial.

TABLA 5a
Descargas de la CNA I

Año	Descargas gaseosas (TBq)				
	Radioisótopos del yodo	Tritio	Aerosoles	Gases nobles	Carbono 14
1974	0,0003	8	0,0000023	67	0,4
1975	0,000046	38	0,0000054	9,3	0,4
1976	0,00036	220	0,000011	160	0,4
1977	0,000043	220	0,0000053	70	0,3
1978	0,0018	220	0,000020	310	0,5
1979	0,0027	230	0,000024	250	0,45
1980	0,0002	240	0,000016	250	0,42
1981	0,00042	210	0,000014	46	0,48
1982	0,000019	300	0,0000074	19	0,45
1983	0,00014	630	0,0000081	47	0,43
1984	0,0000092	200	0,0000044	0,9	0,50
1985	0,00059	250	0,000022	5,5	0,37
1986	0,00059	320	0,0000044	6,2	0,38

TABLA 5a
Descargas de la CNA I (Continuación)

Descargas gaseosas (TBq)					
Año	Radioisótopos del yodo	Tritio	Aerosoles	Gases nobles	Carbono 14
1987	0,000065	460	0,000014	1,4	0,27
1988	0,00023	810	0,0000023	3,5	0,15
1989	0,0000013	700	0,00000076	0,56	0
1990	0,000078	620	0,0000011	89	0,33
1991	0,0013	230	0,000015	11	0,52
1992	0,0000089	410	0,000015	3	0,45
1993	0,00049	2600	0,00018	110	0,49
1994	0,00044	1400	0,000049	240	0,52
Promedio	0,00046	488	0,00002	81	0,41

TABLA 5b
Descargas de la CNA I

Descargas líquidas (TBq)		
Año	Tritio	Emisores γ
1974	3,3	0,052
1975	31	0,15
1976	81	0,22
1977	220	0,11
1978	230	0,078
1979	260	0,12
1980	290	0,082
1981	410	0,081
1982	310	0,051
1983	240	0,037
1984	410	0,051
1985	320	0,051
1986	280	0,042
1987	360	0,1
1988	590	0,096
1989	300	0,059
1990	530	0,13
1991	550	0,093
1992	770	0,093
1993	920	0,06
1994	2200	0,66
Promedio	437	0,11

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 ser 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 de descarga autorizados sino que las descargas están muy por debajo de esos valores.

DOSIS ASOCIADAS A LA OPERACIÓN DE LA CNA I

Dosis ocupacionales

En la **tabla 6** 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 6
Dosis ocupacionales - CNA I

Año	Dosis colectiva (Sv hombre)	Dosis individual promedio (mSv)
1974	1,5	4
1975	1,8	5
1976	2,3	8
1977	10,5	18
1978	5,0	12
1979	6,9	13
1980	11,5	16
1981	6,5	14
1982	12,3	21
1983	5,8	16
1984	3,2	10
1985	5,7	16
1986	8,1	21
1987	18,7	20
1988	7,9	14
1989	14,3	21
1990	10,3	15
1991	6,3	12
1992	14,9	14
1993	11,4	14
1994	8,2	8
Promedio	8,2	12

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 7**.

TABLA 7
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
1994	0,0071	0,00038	0,0075
Promedio	0,0027	0,00095	0,0036

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 8**.

TABLA 8
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
1994	0,75	1,6	2,3
Promedio	0,37	1,2	1,6

(*) 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 establecido por la **autoridad regulatoria**, en 15 Sv hombre/GW(e) año.

Control ambiental

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. Los resultados de ese control se presentan en el capítulo VII.

El programa de control y las técnicas de medición son auditados 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).

SISTEMAS DE SEGURIDAD

La CNA I cuenta con varios sistemas de seguridad independientes y redundantes:

- Sistemas de parada rápida.
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sistema de contención.

Las características más importantes de cada uno de ellos se describen a continuación.

Sistemas de parada rápida

La CNA I dispone de dos sistemas de parada rápida del reactor, que cumplen con los principios de separación física, diversidad y redundancia:

Sistema de parada N° 1

La función de este sistema es detener el reactor (mediante la inserción de barras de control -de hafnio- en el núcleo) y mantenerlo detenido, para todas las condiciones -incidentales y accidentales- previstas. Ante una señal de parada rápida se produce la extinción de la reacción nuclear por el efecto de la caída de todas las barras: las de regulación y las de seguridad.

El accionamiento es automático cuando:

- La potencia del reactor es demasiado elevada o el aumento de potencia demasiado rápido.
- La presión en el circuito primario de refrigeración es demasiado elevada.
- El nivel de agua en el presurizador está demasiado alto.
- En el sistema primario hay pérdidas de fluido refrigerante.
- En el sistema de alimentación de agua a los generadores de vapor se producen averías.
- En el recinto de la contención se producen roturas de tuberías de vapor vivo.

La caída de las barras en el núcleo del reactor se logra interrumpiendo la corriente eléctrica que circula por las bobinas que las sostienen, en cuyo caso las barras caen por acción de la gravedad.

Sistema de parada N° 2

La función de este sistema es detener el reactor mediante la inyección de una solución de ácido bórico en el moderador. El sistema consta de tres ramas independientes para inyectar la solución de ácido bórico. Es suficiente que funcionen dos cualesquiera de ellas para detener el reactor. Las mismas entran en funcionamiento mediante la apertura de válvulas rápidas que permiten la inyección a presión de la solución aludida en el moderador.

El accionamiento de este sistema es automático cuando se detecta que el sistema de parada N° 1 no ha funcionado correctamente, o ante la ocurrencia de un accidente con pérdida de refrigerante.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo tiene por objeto garantizar una adecuada refrigeración del reactor en los posibles casos de pérdida de refrigerante, incluso en el caso de la máxima rotura concebible en una tubería del circuito de refrigeración principal (comúnmente denominada rotura doble guillotina). Este hipotético accidente, si bien está contemplado en el diseño, es muy poco probable que ocurra durante la vida útil de la central.

El sistema consta de dos subsistemas, cada uno de los cuales entra en funcionamiento con un cierto escalonamiento en el tiempo: el subsistema de inyección de agua de alta presión y el subsistema de inyección de agua de baja presión.

El subsistema de inyección de alta presión tiene por función mantener refrigerado el núcleo del reactor en la etapa inicial de un hipotético accidente, al detectarse una fuga grande del refrigerante. Esto se logra mediante la apertura de válvulas rápidas que permiten que el aire comprimido, almacenado en tanques acumuladores, impulse el agua de reserva rompiendo las membranas de aislación, por ambos ramales del circuito de refrigeración principal.

El subsistema de inyección de baja presión tiene por función recuperar el agua, perdida a través de la rotura, refrigerarla y recircularla a través del núcleo del reactor. De este modo se logra la refrigeración de este último, a largo plazo, luego de superada la etapa inicial del supuesto accidente. Para cumplir esta función, el agua es tomada de los sumideros que se encuentran en la parte más baja del edificio del reactor, impulsada mediante bombas y enfriada en intercambiadores de calor. De no recuperarse suficiente agua, se cuenta con tanques de reserva para asegurar el abastecimiento del refrigerante.

El refrigerante de emergencia proveniente de los subsistemas de inyección de alta y baja presión ingresa al núcleo del reactor a través del sistema del moderador (que en la eventualidad cumple funciones de seguridad).

Sistema de contención

La contención de la CNA I consiste en una esfera de acero y una envolvente de hormigón armado. La esfera de acero tiene 50 m de diámetro y 25 mm de espesor; está diseñada para soportar una sobrepresión de 2,8 atmósferas relativas y una temperatura de 125°C. El diseño es tal que la contención mantiene su integridad aún en el caso que se liberara, en su interior, toda la energía almacenada en el circuito primario de refrigeración, con el reactor funcionando a plena potencia. Su tasa de fuga, por diseño, es de 0,5% del volumen, por día.

La esfera de acero está rodeada por una envolvente de hormigón de 60 a 80 cm de espesor, que actúa como blindaje contra la radiación. Entre la esfera de acero y la envolvente de hormigón se encuentra instalado un sistema de ventilación que recircula el aire, haciéndolo pasar por un sistema de filtros de alta eficiencia.

ALIMENTACIÓN ELÉCTRICA ESENCIAL

Es un sistema auxiliar de los sistemas de seguridad, de fundamental importancia.

El sistema eléctrico general de la CNA I consta de dos tipos de suministros:

■ Sistema de alimentación eléctrica externo.

■ Sistema de alimentación eléctrica interno.

El sistema de alimentación eléctrica externo consta de: una línea de 220 kV proveniente de la subestación Villa Lía y una línea de 132 kV, independiente de la anterior, proveniente de la subestación Zárate.

El sistema de alimentación eléctrica interno consiste de la generación eléctrica de la central para su propio consumo, y la generación eléctrica mediante generadores diesel.

Las opciones de la CNA I para contar con alimentación eléctrica, a fin de mantenerse en condiciones seguras, son:

■ Alimentación eléctrica de 220 kV (externa).

■ Alimentación eléctrica de 132 kV (externa).

■ Generación eléctrica para consumo propio (interna).

■ Generación eléctrica con grupos Diesel (interna).

REQUERIMIENTOS ESPECIALES DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO

Licencia de operación

Como consecuencia de la falla ocurrida 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 del evento en cuestión.

En la nueva licencia de operación (cuya primera revisión fue puesta en vigencia en 1990) se incluyeron requisitos tendientes a prevenir la ocurrencia de sucesos 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 tomasen los recaudos necesarios para asegurar la detección y alerta temprana de tal tipo de eventos. En tal sentido y además, para analizar tendencias en el comportamiento de componentes relacionados con el incidente citado, se agregaron pruebas repetitivas e inspecciones especiales, adicionales a las que contemplaba el programa de mantenimiento.

Plan de actualización

La **autoridad regulatoria** requiere adicionalmente la realización de un plan de actualización (en inglés, backfitting) periódica, de la central, a fin de contemplar mejoras a la instalación que se derivan del natural avance de la tecnología y de la experiencia operativa. Esta actualización tiene como meta una permanente mejora del nivel de seguridad.

La licencia de operación de la CNA I establece las mejoras a la instalación que la **entidad responsable** debe efectuar para mantener la vigencia de esta licencia. Al respecto se describen los trabajos realizados con relación al segundo sumidero de calor (fuente fría alternativa a la disponible actualmente) y a las reformas del sistema eléctrico esencial, propuestas oportunamente en el citado plan.

Segundo sumidero de calor

El objetivo de la mejora es disponer de un sistema, alternativo e independiente de los actuales, para extraer el calor de decaimiento del núcleo, después de la ocurrencia de un accidente con pérdida de refrigerante.

Ese sistema debe ser capaz de:

 Reemplazar al moderador en su función como sistema de seguridad.

Extraer el calor de decaimiento en las siguientes condiciones:

Sin suministro eléctrico.

Con fallas que imposibiliten el funcionamiento de la casa de bombas.

Con fallas que imposibiliten el funcionamiento del sistema intermedio de refrigeración posterior.

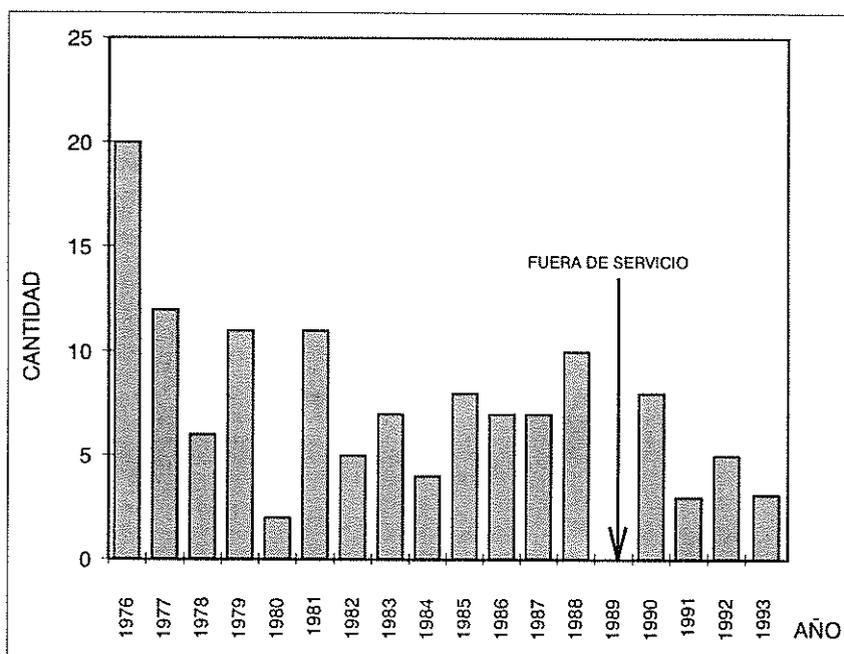
Modificación del sistema eléctrico esencial

El objetivo de la modificación es mejorar la confiabilidad del sistema. El nuevo sistema deberá cumplir criterios de independencia física y funcional tal que se configuren dos trenes redundantes de alimentación, cada uno capaz de suministrar, por sí mismo, el 100% de la demanda.

SALIDAS DE SERVICIO

Entre los años 1976 y 1993 se produjeron 129 salidas de servicio de la CNA I. En la **figura 16** se presenta un resumen de las salidas de servicio ordenadas cronológicamente.

figura 16 - Resumen de salidas de servicio - CNA I



Del total de salidas de servicio, 117 de ellas se debieron a causas propias de la instalación (91%) y 12 a causas ajenas a la misma (9%). Entre las causas externas se incluyen las perturbaciones en la línea Villa Lía-Atucha, perteneciente al Sistema Interconectado Nacional, y las detenciones de la CNA I solicitadas por el ex Despacho Nacional de Cargas.

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 5/1. Se colocan en tambores de 200 litros, especialmente diseñados para su disposición en trincheras superficiales de residuos de baja actividad; las trincheras se encuentran 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 central; el volumen generado es de aproximadamente 0,8 m³ 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 propia 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.

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE (CNE)

La CNE es una central nuclear tipo CANDU-PHWR de 600 MW de potencia eléctrica nominal, ubicada en la localidad de Embalse, Provincia de Córdoba. 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).

El emplazamiento de la central se ubica en la península de Almafuerte, en la costa sur del Embalse Río Tercero, a 665 metros sobre el nivel del mar. 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.

CARACTERÍSTICAS TÉCNICAS PRINCIPALES

La CNE posee un reactor tipo "CANDU". Los elementos combustibles están confinados en tubos de presión horizontales por el interior de los cuales circula el refrigerante primario (agua pesada), el cual es bombeado luego a los generadores de vapor. Los tubos de presión están alojados en un recipiente cilíndrico horizontal, llamado calandria, que también contiene al moderador (agua pesada).

El sistema nuclear de generación de vapor -reactor, presurizador, generadores de vapor, etc.- y otras partes importantes de la instalación se encuentran dentro de un edificio -denominado de contención- de hormigón armado, de 1 m de espesor, que permite aislar del ambiente al recinto del reactor.

La CNE fue diseñada con criterio antisísmico, previéndose que todas las estructuras y sistemas relacionados con la seguridad pudiesen soportar la ocurrencia de un sismo base de diseño, sin que resultasen afectadas su funcionalidad y su resistencia. El sismo base de diseño fue definido mediante estudios de los datos estadísticos y de las características sísmicas de la zona, y tiene una probabilidad de ocurrencia de una vez cada mil años.

No obstante, a requerimiento de la **autoridad regulatoria**, las estructuras y sistemas relacionados con la seguridad han sido calificadas sísmicamente mediante la realización de pruebas y análisis que demostraron su resistencia dinámica.

Además del edificio del reactor, la CNE está compuesta por un edificio de turbinas, equipos para el manejo del combustible, instalaciones de depuración del agua pesada, sistemas de almacenamiento de elementos combustibles usados húmedo (pileta) y seco (sistema ASECC), sistemas de tratamiento y almacenamiento de residuos radiactivos, y demás instalaciones auxiliares y secundarias, necesarias para el funcionamiento de la central. Las principales características técnicas se detallan en la **tabla 9**.

TABLA 9
Características técnicas de la CNE

Reactor	
Tipo de reactor	agua pesada presurizada y tubos de presión horizontales (CANDU)
Potencia eléctrica neta	600 MW
Potencia eléctrica bruta	648 MW
Potencia térmica autorizada	2015 MW
Núcleo del reactor	
Material combustible	uranio natural (UO ₂)
Método de recambio de combustible	durante operación en potencia
Número de canales	380
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible	0,495 m
Refrigerante primario	
Tipo	agua pesada
Temperatura en el colector de entrada del reactor	268°C
Presión en el colector de entrada del reactor	11,24 MPa
Temperatura en el colector de salida del reactor	310°C
Presión en el colector de salida del reactor	9,99 MPa
Caudal de refrigerante en los canales de refrigeración	27 360 t/ hora
Concentración de agua pesada	> que 99,75 D ₂ O en peso
Conductividad	4 a 20 µS
Oxígeno	0,01 a 0,05 p.p.m
Refrigerante primario	
pD	10,6 a 11,2
Crud	0,01 a 0,2 p.p.m
Litio	0,5 a 1,3 p.p.m
Deuterio disuelto	0,1 a 0,3 p.p.m
Sodio	< que 0,01 p.p.m
Ácido deuterobórico	< que 0,003 p.p.m
Transmisión de calor a plena carga - potencia específica media de la barra combustible	4,2 kW / m
Moderador	
Tipo	agua pesada
Temperatura de entrada a la calandria	43°C
Temperatura de salida de la calandria	71°C
Caudal	3384 t / hora
Capacidad de refrigeración	120 MW(t)
Temperatura del agua de refrigeración	23°C

En la **figura 17** pueden apreciarse aspectos generales del edificio del reactor. En la **figura 18** se muestra, esquemáticamente, el reactor, los generadores de vapor, las bombas principales de refrigeración y otros subsistemas de los circuitos de refrigeración y del moderador.

figura 17 - Corte del edificio del reactor - CNE

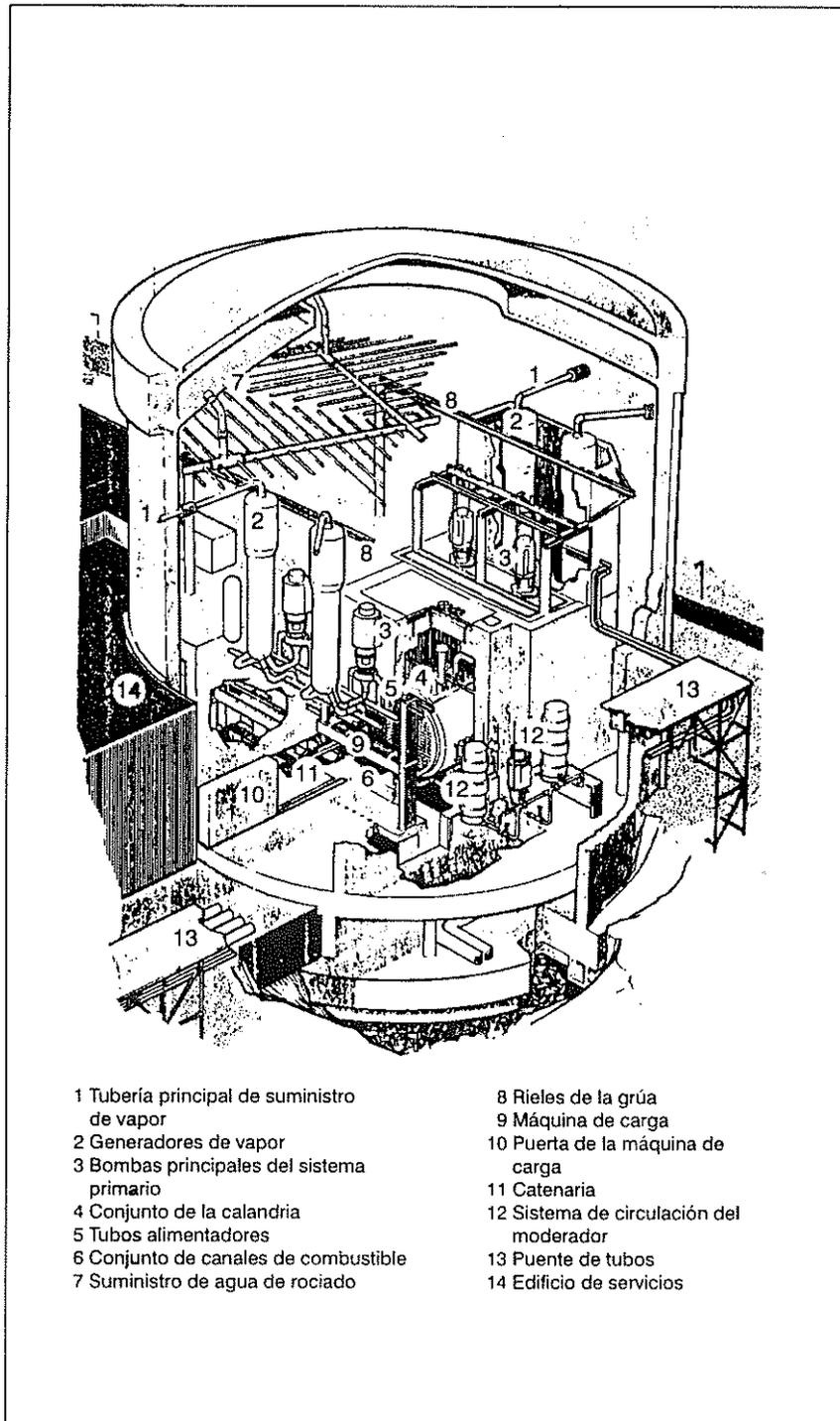
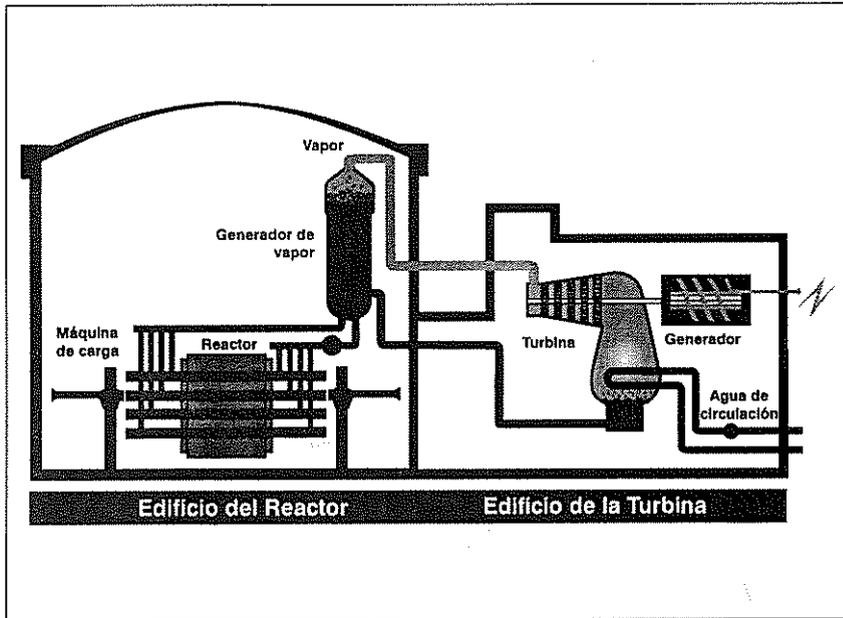


figura 18 - Diagrama básico de la CNE



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 Tercero 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 esperado 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 sismológicos relativos a la seguridad del emplazamiento, tales como cuestiones sobre fallas superficiales, sobre la sismicidad y sobre la idoneidad de los materiales sub-superficiales, 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.

DESCARGAS AL AMBIENTE

Los límites autorizados de descarga establecidos en la licencia de operación de la CNE se presentan en la **tabla 10a y b**.

TABLA 10a
Límites autorizados de
descargas gaseosas para la CNE

Radionucleido	Ki(TBq)	Radionucleido	Ki(TBq)
argón 41	7 400	cobalto 58	37
criptón 85m	37 000	cobalto 60	0,37
criptón 87	7 400	estroncio 89	111
criptón 88	3 700	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
yodo 131	22	bario 140	148

TABLA 10b
Límites autorizados de
descargas líquidas para la CNE

Radionucleido	Ki(TBq)	Radionucleido	Ki(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	yodo 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

En la **tabla 11a y b** se presentan los valores descargados desde 1984 a 1993 para los efluentes gaseosos y líquidos.

TABLA 11a
Descargas de la CNE

Año	Descargas gaseosas (TBq)				
	Radioisótopos del yodo	Tritio	Aerosoles	Gases nobles	Carbono 14
1984	0,0	7,3	0,0	41	0,28
1985	0,0019	30	0,00022	1500	0,39
1986	0,0025	27	0,000039	420	0,32
1987	0,0000019	33	0,078	310	0,47
1988	0,00037	49	0,000088	96	0,46
1989	0,0	86	0,0	130	0,47
1990	0,0014	75	0,0	660	0,55
1991	0,0016	55	0,00012	1200	0,50
1992	0,000070	69	0,000025	150	0,48
1993	0,0	140	0,0	42	0,53
1994	0,00026	130	0,0000036	17	0,57
Promedio	0,0007	63	0,007	410	0,45

TABLA 11b
Descargas de la CNE

Descargas líquidas (TBq)		
Año	Tritio	Emisores γ
1984	3,5	0,0078
1985	16	0,0019
1986	79	0,0071
1987	160	0,0045
1988	170	0,0027
1989	220	0,0058
1990	220	0,0035
1991	520	0,02
1992	160	0,0020
1993	200	0,0020
1994	140	0,0016
Promedio	175	0,0054

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

DOSIS ASOCIADAS A LA OPERACIÓN DE LA CNE

Dosis ocupacionales

En la **tabla 12** 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 12
Dosis ocupacionales - CNE

Año	Dosis colectiva (Sv hombre)	Dosis individual promedio (mSv)
1983	0,1	0,2
1984	1,0	1,3
1985	0,7	1,3
1986	2,7	4,4
1987	1,2	2,5
1988	1,9	5,9
1989	3,4	6,4
1990	1,1	2,2
1991	2,9	4,6
1992	2,4	3,5
1993	1,7	2,2
1994	0,6	1,0
Promedio	1,6	2,9

Dosis en el público

Las dosis en el grupo crítico se presentan en la **tabla 13**. 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, restricción cuyo valor es 0,3 mSv en un año.

TABLA 13
Dosis individuales en el grupo crítico según tipo de descarga, (mSv)

Año	Descargas gaseosas	Descargas líquidas	Descargas totales
1984	0,000016	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
1994	0,000081	0,0038	0,0039
Promedio	0,00023	0,0051	0,0053

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 14a y b**.

TABLA 14a
Dosis colectiva local y regional normalizada
según tipo de descarga,
(Sv hombre/GW(e) 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
1990	0,016	0,25	0,26
1989	0,0077	0,28	0,29
1991	0,029	0,56	0,59
1992	0,011	0,19	0,20
1993	0,0076	0,20	0,21
1994	0,0066	0,14	0,15
Promedio	0,013	0,22	0,23

La dosis colectiva normalizada en el período 1984-1993, alcanzó, en promedio, el 1% del valor autorizado en la licencia de operación.

Control ambiental

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. Los resultados de ese monitoreo se presentan en el capítulo VII.

El programa de control y las técnicas de medición son auditados por la **autoridad reguladora** quien, a su vez, realiza un control independiente con mediciones en sus propios laboratorios, ubicados en el CAE.

SISTEMAS DE SEGURIDAD

La CNE cuenta con sistemas de seguridad independientes y redundantes.

Estos sistemas están calificados sísmicamente con el objeto que permanezcan operativos durante y después de la ocurrencia de un sismo de magnitud igual o menor al sismo base de diseño.

Los sistemas de seguridad que posee la CNE son los siguientes:

- Sistemas de parada rápida.
- Sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sistemas de contención.

Además, la CNE dispone de los siguientes sistemas auxiliares de los sistemas de seguridad, previstos para proporcionar servicios confiables de agua y energía eléctrica:

- Sistema de suministro de agua de emergencia.
- Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia.

Las características más importantes de cada uno de ellos se describen a continuación.

Sistemas de parada rápida

La CNE dispone de dos sistemas de parada rápida del reactor, que cumplen con los principios de separación física, diversidad y redundancia.

Sistema de parada N° 1

El objetivo de este sistema es asegurar la parada rápida del reactor en todas las condiciones -incidentales y accidentales- previstas, y mantenerlo parado, aún partiendo de condiciones de máxima reactividad.

El sistema de parada N° 1 posee suficiente rapidez y reactividad negativa como para extinguir la reacción en el reactor, lo que se logra mediante la caída libre, en el interior de la calandria, de 28 barras dispuestas verticalmente entre los canales de refrigerante. Las barras son de cadmio envainado en acero inoxidable.

Los parámetros que inician la actuación de este sistema son:

- Alta potencia neutrónica.
- Bajo caudal refrigerante.
- Alta presión en el sistema de transporte de calor.
- Alta tasa logarítmica de potencia neutrónica.
- Alta presión en el edificio del reactor.

Existen tres fuentes de energía eléctrica independientes, que alimentan cada canal del sistema; no obstante, si se interrumpe el suministro de energía, la totalidad de las barras caen por gravedad, por lo que la detención del reactor está asegurada.

Sistema de parada N° 2

La función de este sistema es detener el reactor mediante la inyección de un veneno neutrónico líquido, en el moderador contenido en la calandria. El veneno utilizado es nitrato de gadolinio disuelto en agua pesada, veneno que se encuentra depositado en seis tanques ubicados fuera del reactor.

Los parámetros de disparo que inician la actuación de este sistema son: alta potencia neutrónica, alta presión en el sistema de transporte de calor, y alta tasa logarítmica de potencia neutrónica.

El accionamiento de este sistema es automático cuando se detecta que el sistema de parada N° 1 no ha funcionado correctamente, o ante la ocurrencia de un accidente con pérdida de refrigerante.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo tiene la finalidad de asegurar la refrigeración del mismo, en todos aquellos eventos accidentales que involucren pérdida de refrigerante primario, con vistas a evitar un daño a los elementos combustibles.

El sistema de refrigeración está compuesto por tres etapas denominadas de alta, media y baja presión. El enfriamiento de emergencia llevado a cabo por la etapa de alta presión inyecta agua en el núcleo, a los efectos de recuperar el volumen de refrigerante primario perdido a través de la hipotética rotura, y vuelve a llenar el circuito primario para mantener la circulación del refrigerante.

El enfriamiento de emergencia desde la etapa de media presión, en cambio, se inicia cuando se agota el agua disponible para la etapa de alta presión. Finalmente, la etapa de baja presión entra en funciones, una vez que la presión remanente en el sistema primario hubo descendido suficientemente.

Durante el funcionamiento de la etapa de baja presión, se efectúa la recolección (desde el sumidero del edificio del reactor) de la mezcla compuesta por el refrigerante primario original y el agua de enfriamiento de emergencia, inyectada por las etapas de alta y media presión. Luego, el agua de enfriamiento es devuelta nuevamente al sistema primario de transporte de calor mediante dos bombas, redundantes, conectadas en paralelo y alimentadas eléctricamente con suministro ininterrumpible, con lo cual se asegura la refrigeración requerida en el núcleo del reactor.

Sistema de contención

El sistema de contención está compuesto por una envoltura de contención, un subsistema de aislación y un subsistema de supresión de sobrepresiones accidentales. La envoltura es de hormigón, de forma cilíndrica y está conformada por una base de 1,7 m de espesor, por paredes con un espesor mínimo de 1,1 m y por un domo esférico de 0,6 m de espesor.

En el interior de la contención, y en su parte superior, existe un tanque de agua con una capacidad de 2550 m³; el agua está disponible para ser utilizada por el subsistema de supresión de

sobrepresión y por el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

El subsistema de aislación de la contención tiene por objeto cerrar todas las penetraciones de la envoltura, por la acción automática de un conjunto de válvulas dispuestas a tal efecto, cierre que tiene lugar cuando la presión del edificio del reactor excede 3,5 kPa, o cuando es detectado un elevado nivel de radiactividad en el edificio del reactor o en el recinto de los generadores de vapor.

El subsistema de supresión de sobrepresiones accidentales (también llamado de supresión de energía) tiene por finalidad limitar la duración y el valor de toda sobrepresión que eventualmente pueda existir dentro del edificio de contención, como consecuencia de la ocurrencia de un evento que implique la liberación de energía térmica en el interior de la misma. Dicho subsistema consiste en un dispositivo de rociado, constituido por seis unidades independientes, que toman agua del tanque ubicado en el domo del edificio del reactor. El dispositivo de rociado puede bajar la sobrepresión aludida, aún en el caso que fallen dos de los seis rociadores del subsistema.

Completa el sistema de contención, un subsistema de filtros para la purificación del aire descargado al ambiente, subsistema que permite retener el yodo radiactivo y otros radionucleidos presentes.

Sistema de suministro de agua de emergencia

El objetivo de este sistema es proporcionar una fuente de agua alternativa, en el caso de un sismo base de diseño o ante la pérdida de energía eléctrica de clases IV y III, eventos éstos que podrían originar una falla del suministro de agua al sistema de transporte de calor o a los generadores de vapor.

El sistema de suministro de agua de emergencia está compuesto, básicamente, por dos bombas accionadas por sendos motores diesel, que toman agua del lago; el sistema está conectado al sistema primario de transporte de calor a través de una cañería que inyecta agua de enfriamiento de emergencia al núcleo del reactor. La disposición de las conexiones del mencionado sistema permite suministrar agua al sistema primario de transporte de calor y a los generadores de vapor.

Todas las operaciones del sistema de suministro del agua de emergencia son de comando manual y se deben realizar desde la sala de control secundario de la central, o desde el edificio de suministro de agua de emergencia.

Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia

Este sistema está diseñado para proporcionar una fuente alternativa de energía eléctrica en el caso que ocurra un sismo similar al de base de diseño, o una pérdida de energía eléctrica de clases IV y III (ver punto II.5.6).

El sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia provee la electricidad necesaria para el accionamiento de las válvulas del sistema de suministro de agua de emergencia y del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. Además, provee la energía eléctrica para determinados sistemas de control y de seguridad, de modo que el operador pueda controlar la central desde la sala de control secundario.

ALIMENTACIÓN ELÉCTRICA ESENCIAL

Se trata de un sistema de gran relevancia en la operación normal de la central y que, además, actúa como apoyo imprescindible de los sistemas de seguridad.

Debido a los requisitos de seguridad y confiabilidad que deben tener algunos sistemas de la planta, el sistema eléctrico de la central está dividido en cuatro clases de suministro:

Clase I

Suministro de corriente eléctrica continua ininterrumpible a los servicios auxiliares esenciales, a través de una línea de baterías que entran en servicio ante la pérdida de clase III.

Clase II

Suministro de corriente eléctrica alterna ininterrumpible a la instrumentación de protección, control y servicios esenciales, mediante convertidores provenientes de la clase I.

Clase III

Suministro de corriente alterna interrumpible, por breves períodos, a los servicios auxiliares, iluminación de emergencia y componentes, que mantienen al reactor en parada segura (es decir, el reactor parado y el núcleo refrigerado). Cuenta con cuatro generadores diesel, de los cuales basta que funcionen dos cualesquiera para soportar la carga demandada por las clases I, II y III.

Clase IV

Suministro de corriente eléctrica alterna interrumpible, por largos períodos, proveniente del sistema de alimentación externa.

El sistema de la alimentación eléctrica esencial está formado por un sistema de alimentación externa y otro interna. El sistema de alimentación externa se compone de una línea de 500 kV proveniente del sistema interconectado nacional, a través de la línea Almafuerte-Rosario Oeste, y una línea de 132 kV proveniente de la red local. El sistema de alimentación interna lo constituye la generación de energía de la CNE para su propio consumo, y la generación eléctrica con grupos diesel, para el suministro de la clase III y de emergencia.

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 un procedimiento que establece 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

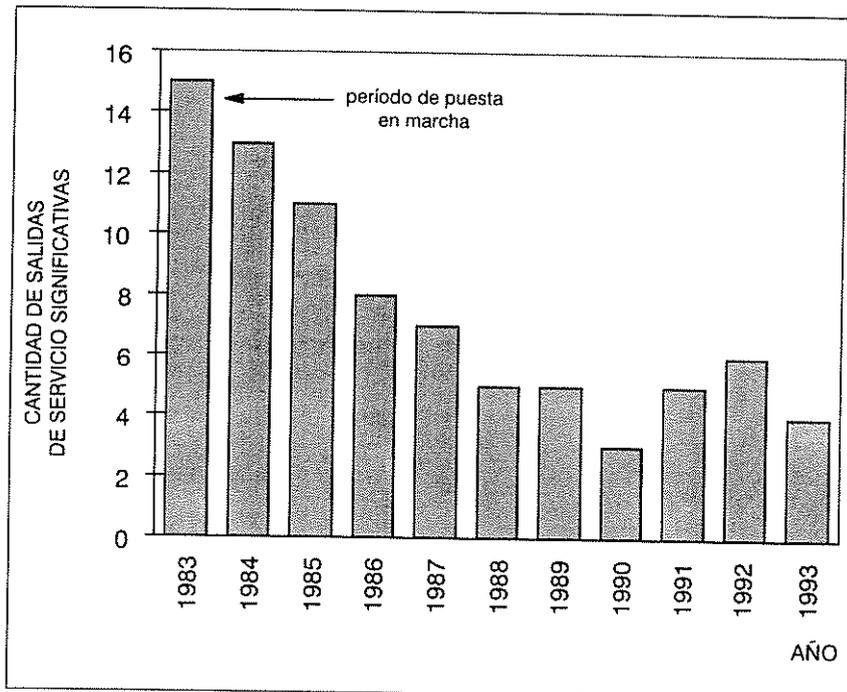
En la CNE la **autoridad regulatoria** realizó una auditoría para examinar y evaluar las prácticas de garantía de calidad de la instalación, antes y durante el período de puesta en marcha. La empresa norteamericana Gilbert/Commonwealth efectuó dicha auditoría.

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.

SALIDAS DE SERVICIO

A continuación, en la **figura 19**, se muestra un resumen de las salidas de servicio de la CNE desde su puesta en marcha hasta el presente.

figura 19 - Resumen de salidas de servicio - CNE



De las 81 salidas de servicio, 67 se debieron a causas propias de la instalación (83%), y 14 a causas ajenas a la misma (17%).

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.

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.

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 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.

En el año 1981, la **autoridad regulatoria** otorgó la correspondiente licencia de construcción. Sin embargo, el cronograma de la obra ha sufrido sucesivos atrasos y el tiempo de ejecución, estimado inicialmente en 10 años, se prolongará hasta 1997.

CARACTERÍSTICAS TÉCNICAS

La CNA II es una central nuclear del tipo PHWR, alimentada con uranio natural, refrigerada y moderada con agua pesada (D₂O) y con una potencia eléctrica neta de 693 MW.

La instalación está equipada con un reactor constituido por un recipiente de presión del mismo tipo que el utilizado en la CNA I, pero de mayor tamaño, un sistema primario compuesto por dos circuitos idénticos, un sistema moderador compuesto por cuatro

circuitos idénticos, dos generadores de vapor, un circuito secundario, un turbo-generador, y otros componentes y equipos de naturaleza diversa.

Además de los componentes y equipos mencionados, la CNA II dispone de equipos para el manejo del combustible, un edificio de turbina, instalaciones para el tratamiento de residuos radiactivos, y otras instalaciones auxiliares y secundarias necesarias como servicios para la central.

Las estructuras, componentes, equipos y sistemas importantes para la seguridad han sido diseñados para soportar la ocurrencia de un sismo dado sin que se vea afectada su funcionalidad.

El reactor y las partes más importantes de la instalación se encuentran dentro de una esfera de acero de 56 m de diámetro. Esta esfera está rodeada, a su vez, por una segunda envoltura de hormigón armado, constituyendo ambas la denominada envuelta de contención de la planta. En la **tabla 15** se presentan las principales características técnicas de la central.

TABLA 15
Características técnicas de la CNA II

Reactor	
Tipo de reactor	agua pesada presurizada (PHWR)
Potencia eléctrica neta	693 MW
Potencia eléctrica bruta	744,7 MW
Potencia térmica	2160 MW
Moderador y reflector	agua pesada
Núcleo del reactor	
Método de recambio de combustible	durante operación en potencia
Material combustible	uranio natural (UO ₂)
Número de canales	451
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4
Longitud del elemento combustible	5,57 m
Refrigerante primario	
Tipo	agua pesada
Temperatura a la salida del recipiente de presión	313°C
Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,4 MPa
Caudal	37 080 t/ hora
Potencia térmica total transferida a los generadores de vapor	1953 MW

TABLA 15
Características técnicas de la CNA II (Continuación)

Moderador	
Tipo	agua pesada
Temperatura promedio	170°C
Caudal	3200 t/ hora
Potencia térmica transferida a los intercambiadores de calor	147 MW

SISTEMAS DE SEGURIDAD

La CNA II cuenta con varios sistemas de seguridad independientes y redundantes:

- Sistema de parada rápida.
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sistema de contención.

Las características más importantes de cada uno de ellos se describen a continuación.

Sistemas de parada rápida

Existen dos sistemas independientes de parada en el reactor, que cumplen con los principios de separación física, diversidad y redundancia.

Sistema de parada N° 1

La función de este sistema es detener el reactor mediante la inserción de barras de control (de hafnio) en el núcleo del mismo. Ante una señal de parada rápida, se produce la actuación del sistema, que es de accionamiento automático.

Sistema de parada N° 2

Este sistema detiene el reactor mediante la inyección de una solución de ácido bórico en el moderador. Está formado por cuatro

trenes de inyección independientes. Sólo son necesarios dos cualesquiera de ellos para detener el reactor.

El sistema de inyección de boro -redundante respecto del sistema de parada por barras- actúa cuando se produce alguna de las siguientes situaciones:

- Un número determinado de barras de control no alcanzan su posición de inserción total, tres segundos después de emitida la señal de parada del reactor.
- Ocurre un accidente con pérdida de refrigerante.
- Es accionado manualmente desde la sala de control de la central.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo está compuesto por dos subsistemas distintos e independientes, denominados sistema de inyección de seguridad y sistema de remoción de calor residual.

El sistema de inyección de seguridad posee cuatro trenes independientes que están conectados a los cuatro circuitos del sistema moderador. Cada tren, a su vez, está compuesto por dos líneas de inyección, una de las cuales proviene de los acumuladores y la otra de las bombas de inyección de seguridad; las mencionadas líneas son utilizadas para los dos modos previstos de operación del sistema: inyección desde los acumuladores y recirculación.

El sistema de remoción de calor residual está compuesto por cuatro circuitos idénticos, a través de los cuales (y luego de producida la extinción del reactor) se puede evacuar el calor contenido en el reactor, y en los sistemas del refrigerante y del moderador.

Sistema de contención

La contención de la CNA II consiste en una esfera de acero de 56 m de diámetro diseñada para soportar sobrepresiones aún en el caso de liberarse en su interior toda la energía almacenada en el circuito primario, funcionando el reactor a plena potencia.

La esfera de acero está rodeada de una estructura de concreto reforzado, que consiste en un domo hemiesférico y en un cilindro de 0,60 m de espesor.

ALIMENTACIÓN ELÉCTRICA ESENCIAL

Como en el caso de las otras centrales, se trata de un sistema auxiliar de los sistemas de seguridad.

El sistema eléctrico general de la central cuenta, al igual que en los casos de la CNA I y la CNE, con suministros externos e internos.

El sistema de alimentación eléctrico externo lo forman una línea de 500 kV conectada a las subestaciones Rosario Oeste (113 km), Colonia Elia (160 km) y Ezeiza (67,5 km) y una línea de 132 kV proveniente de la subestación Zárate la que, a su vez, está conectada, en la playa de maniobras de la CNA I, a una línea de 220 kV.

El sistema de alimentación eléctrica interno consta de la generación eléctrica de la central para su propio consumo y la generación eléctrica mediante grupos diesel específicos.

Las opciones de la CNA II para contar con alimentación eléctrica, a los efectos de mantenerse en condiciones seguras, son entonces:

- Alimentación eléctrica de 500 kV (externa).
- Alimentación eléctrica de 132 kV (externa).
- Alimentación eléctrica de 220 kV proveniente de la CNA I (externa).
- Generación eléctrica para consumo propio (interna).
- Generación con grupos diesel (energía eléctrica de emergencia).

ACTIVIDADES REGULATORIAS

La licencia de construcción con que cuenta la CNA II le fue otorgada el 14 de julio de 1981. Los términos de esta licencia se han cumplido, de manera regular, hasta mediados de 1986; entre esta fecha e 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 un 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.

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 16** se resumen las características de los reactores de investigación de Argentina.

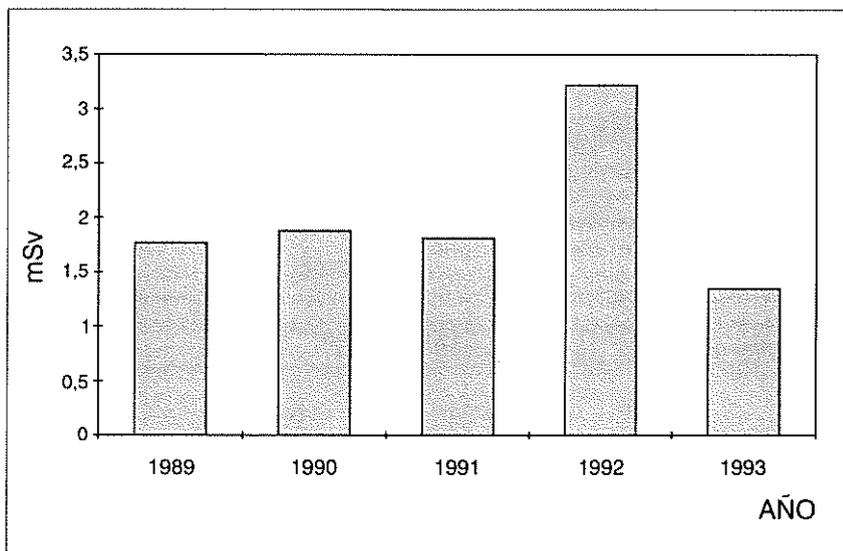
TABLA 16
Reactores de investigación de Argentina

	Reactor					
	RA-0	RA-1	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 20** presenta, a modo de ejemplo, las dosis anuales promedio en el reactor RA-3 entre los años 1989 y 1993.

figura 20 - Dosis individual promedio RA-3



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.