

3 capítulo

INSPECCIONES A REACTORES NUCLEARES

CENTRALES NUCLEARES

Existen en el país dos centrales nucleares en operación: la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y la Central Nuclear Embalse (CNE), ambas 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 8% de la potencia instalada en el país y suministran, aproximadamente, el 16% de la energía entregada al sistema interconectado nacional.

Una tercera Central Nuclear, Atucha II (CNA II), de 693 MW de potencia eléctrica neta se encuentra en avanzado estado de construcción.

El propietario y operador, por ende la **entidad responsable** de las centrales nucleares argentinas es la empresa "Nucleoeléctrica Argentina S.A.", creada por Decreto 1540/94, cuyas acciones

están en manos del Ministerio de Economía y Obras y Servicios Públicos.

El diseño y la operación de las centrales nucleares se lleva a cabo siguiendo los objetivos de seguridad radiológica y nuclear establecidos por el ENREN, el cual verifica en forma independiente su cumplimiento. El proceso de verificación implica estudios, evaluaciones, seguimiento de tareas y auditorías regulatorias. El conjunto de tareas desarrolladas con ese fin se describen en este capítulo bajo el título genérico de "Inspecciones".

Aspectos conceptuales sobre Centrales Nucleares

Una central nuclear es una instalación que genera energía eléctrica a partir de la energía nuclear; esta conversión de energía se realiza en tres etapas fundamentales: conversión de energía nuclear en energía térmica, conversión de energía térmica en energía mecánica y conversión de energía mecánica en energía eléctrica.

Para llevar a cabo las etapas citadas, las centrales nucleares disponen de tres grandes sistemas a saber:

 el reactor nuclear:

sistema donde se libera energía nuclear -debido a la fisión nuclear controlada- y se produce su conversión en energía térmica; la que es utilizada, a su vez, para generar vapor;

 la turbina de vapor:

equipo que aprovecha la energía cinética contenida en el vapor y la convierte en energía mecánica haciendo girar el generador; y

 el generador eléctrico:

dispositivo donde se convierte la energía mecánica entregada por la turbina, en energía eléctrica.

El reactor nuclear -y ciertos elementos directamente asociados con él- es el único sistema "no convencional", ya que tanto la turbina de vapor como el generador eléctrico son del mismo tipo que los utilizados en las usinas clásicas de generación de electricidad.

El sistema no convencional está alojado -por razones de seguridad- dentro de un edificio, generalmente cilíndrico o esférico,

denominada "edificio de contención"; dicho edificio y el de servicios auxiliares del reactor son denominados, genericamente, "isla nuclear".

La fuente de radiación más importante en una central nuclear está en el núcleo del reactor -en el interior de sus elementos combustibles- y está constituida por los productos de fisión, entre los cuales se destacan los gases nobles y los isótopos de yodo y cesio. Otras fuentes típicas de radiación, según el reactor de que se trate, son:

-
- el circuito primario de refrigeración del núcleo del reactor;
 - el circuito del moderador;
 - el sistema de alimentación y extracción de D₂O;
 - la máquina de recambio de elementos combustibles;
 - el sistema de almacenamiento bajo agua de elementos combustibles gastados;
 - el sistema de almacenamiento "en seco" de elementos combustibles gastados.

Las funciones de seguridad más importantes con que cuenta una central nuclear son aquellas inherentes a la preservación de la integridad del núcleo del reactor y -ante el caso potencial de un accidente- al confinamiento del material radiactivo, de manera de minimizar las consecuencias radiológicas en el público y el ambiente. Con este fin, la instalación dispone de diversas barreras para confinar al material radiactivo, dispuestas en forma sucesiva. Las más importantes son las pastillas cerámicas que contienen al uranio combustible, las vainas metálicas dentro de las cuales se encuentran las pastillas, el circuito primario de refrigeración del núcleo del reactor y el edificio de contención.

Adicionalmente, una central posee sistemas de seguridad destinados a cumplir con las siguientes funciones:

-
- extinguir el reactor cuando sus condiciones de funcionamiento se aparten de las establecidas para la operación normal;
 - refrigerar el núcleo de manera de mantenerlo enfriado en forma segura; y
 - minimizar las consecuencias radiológicas de una eventual situación accidental.
-

Los **gráficos 1 y 2** muestran algunos datos de interés referidos a la operación de las centrales nucleares argentinas.

gráfico 1

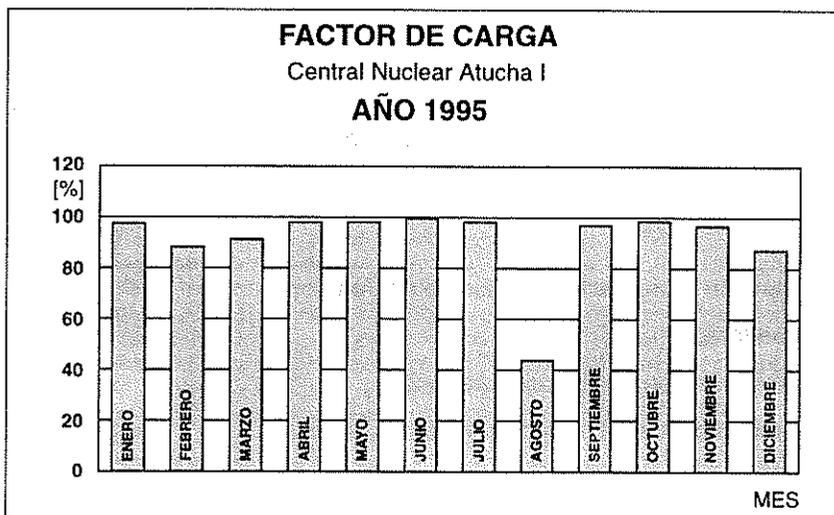
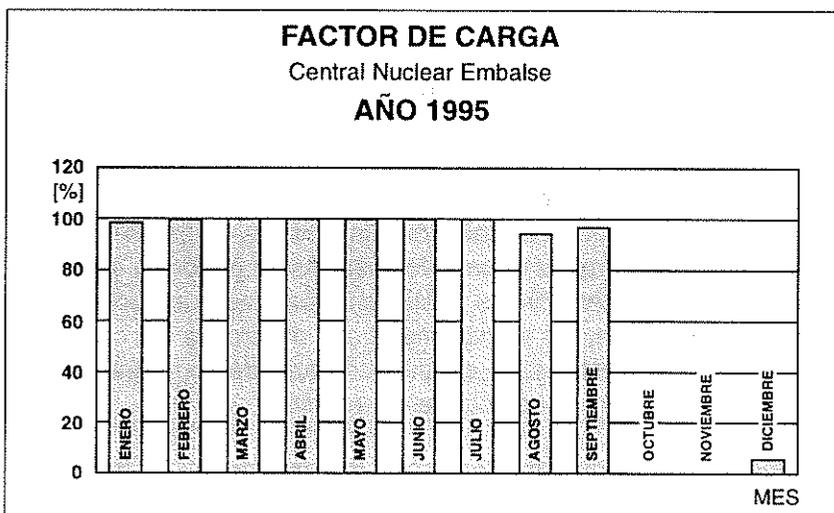


gráfico 2



CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Características principales

La Central Nuclear Atucha 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 **responsable primario** de esta central es el Ingeniero Miguel Angel Joseph.

La instalación está compuesta por el reactor, dos circuitos primarios de transporte de calor, dos generadores de vapor, un sistema moderador, un circuito secundario y uno terciario para la remoción de calor, un turbo-generador eléctrico y otros componentes y equipos característicos de la misma.

El reactor es del tipo recipiente de presión, utiliza uranio natural como combustible y está moderado y refrigerado por agua pesada. El núcleo junto con todo el circuito primario se encuentran dentro de una esfera de acero de 50 m de diámetro y 2,5 cm de espesor. Dicha esfera de acero se encuentra, a su vez, dentro de una segunda estructura, de hormigón armado cuyo espesor es de 60 cm en la parte inferior y de 80 cm en la bóveda. En la **tabla 1** se presentan las características técnicas principales de la central.

TABLA 1
Características técnicas de la CNA I

Reactor	
Tipo de reacto	Agua pesada presurizada
Potencia eléctrica neta nominal	335 Mw(e)
Potencia eléctrica bruta	357 Mw(e)
Potencia térmica autorizada	1179 MW(t)
Tipo de refrigerante y moderador	Agua pesada
Núcleo del reactor	
Combustible	Uranio Natural
Tipo de elemento combustible	Haz c/ 37 barras
Número de canales de combustibles	253
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible	6180 mm
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia
Datos termodinámicos de diseño	
Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,6 MPa
Temperatura a la salida de los canales de refrigeración	296 °C
Temperatura de entrada al recipiente de presión	262 °C
Presión de entrada al recipiente de presión	12,2 MPa
Refrigerante primario	
Concentración de agua pesada	99,75 D ₂ O en peso
Caudal del refrigerante en los canales de refrigeración	20 210 ton/h
Conductividad	4 a 20 μMho
Oxígeno	0,01 a 0,05 ppm
pD	10,2 a 10,9
Productos de corrosión	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 bórico	<0,003 ppm

Sistemas de seguridad

La CNA I posee los siguientes sistemas de seguridad:

Sistema de extinción por barras.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones.

Sistema de contención.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

También dispone de un sistema de apoyo, de alta confiabilidad, para garantizar la alimentación eléctrica de los sistemas de seguridad.

Sistema de extinción por barras

La función de este sistema es extinguir en forma rápida el reactor y mantenerlo en estado subcrítico, mediante la introducción en el núcleo de barras absorbedoras de neutrones.

El sistema cuenta con 24 barras, divididas para su accionamiento en 8 grupos de 3 barras. Están constituidas por hafnio como material absorbente de neutrones y las variables de disparo de este sistema son las siguientes:

variación del flujo neutrónico;

incremento de la temperatura del refrigerante primario;

variación de la temperatura en el moderador;

variación del caudal de las bombas principales de transporte de calor;

incremento de la temperatura de entrada del refrigerante al núcleo del reactor;

incremento de la presión en el sistema primario;

aumento de la presión dentro de la contención;

variación del nivel del presurizador;

variación del nivel en los generadores de vapor; y

aumento de actividad de nitrógeno 16 en el vapor.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones

Éste constituye un segundo sistema de extinción del reactor, redundante y diverso del anterior. Su función es inyectar, en forma automática, ácido bórico en el moderador, con lo cual el reactor se torna inmediatamente subcrítico.

Son dos las condiciones del reactor que conducen a la inyección automática de ácido bórico:

cuando una determinada parte de las barras de extinción no alcanza la posición final al cabo de 3 segundos; y

cuando se produce una pérdida de refrigerante en el circuito primario.

Adicionalmente, el disparo puede ser también producido en forma manual desde la sala de control de la central.

Sistema de contención

Este sistema está diseñado para limitar la liberación de material radiactivo al ambiente en el caso de un eventual accidente. Está constituido por una esfera de acero, que cierra herméticamente el recinto del reactor y está diseñada para soportar la presión interior que se pueda generar en una situación accidental con rotura del circuito primario.

El cierre hermético del recinto se produce cuando la presión en el edificio del reactor excede un dado valor, o cuando el nivel de actividad debida al material radiactivo liberado en el mismo es elevado.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

La función de este sistema es mantener el nivel de agua necesario dentro del recipiente de presión y refrigerar el núcleo del reactor, ante una eventual pérdida de refrigerante primario, para asegurar la integridad de los elementos combustibles. Está compuesto por dos subsistemas independientes, uno de inyección a alta presión y otro de inyección a baja presión.

El de inyección a alta presión está compuesto de dos líneas independientes, cada una de ellas contando con un depósito de agua común, un acumulador de aire a presión para impulsar el agua y válvulas electromagnéticas de apertura rápida. Ante el requerimiento manual o automático del sistema, se abren las válvulas electromagnéticas, con lo cual se suministra presión a los depósitos de agua, la que es inyectada en el circuito primario.

El de inyección de baja presión está formado por dos depósitos de almacenamiento de agua común y dos bombas de inyección de seguridad, que se conectan simétricamente al circuito moderador.

Alimentación eléctrica esencial

La función de este sistema es abastecer a la central de energía eléctrica para mantenerla en condiciones seguras, con los sistemas de seguridad operativos. Para lograr este objetivo la central cuenta con dos sistemas independientes: un sistema de alimentación externo y un sistema de alimentación interno.

El sistema de alimentación externa consta de: una línea de 220 kV y otra de 132 kV.

El sistema de alimentación interno está constituido, por un lado, por un lazo que provee una fracción de la energía generada por la instalación, para el consumo propio de ésta y por otro, tres grupos generadores diesel para el suministro de emergencia en caso de falta de las fuentes anteriormente indicadas.

PRINCIPALES HECHOS OPERATIVOS

La CNA I tuvo durante el año 1995 un factor de carga de 91,15% y tuvo cinco salidas de servicio no programadas.

Los hechos más significativos ocurridos durante el presente año, que focalizaron la atención del ENREN, son los siguientes:

Salidas de servicio no programadas:

Falla en el cierre de una válvula del sistema de extinción por inyección de veneno neutrónico. Desde el 15 al 16 de febrero.

Desconexión automática de una de las bombas principales del circuito primario, debida a la actuación de la alarma de temperatura elevada del cojinete axial del motor de la misma. Desde el 24 al 26 de marzo.

Falla de la máquina de recambio de elementos combustibles que estaba en operación la cual debió ser reemplazada por la máquina de carga de reserva. Desde el 17 al 20 de abril.

Falla en la máquina de recambio impidió mover un elemento combustible que estaba en su interior y por ende desacoplarla de su posición de la tapa del reactor. Desde el 9 al 20 de agosto.

Falla en la conmutación de la alimentación eléctrica externa de 220 kV a 132 kV. Entre el 17 y el 19 de diciembre.

Otros hechos destacables:

Introducción en el reactor de doce elementos combustibles con uranio levemente enriquecido, en el marco del programa de pruebas para ese tipo de combustible.

Oscilaciones en el nivel de agua en los generadores de vapor, las cuales motivaron la realización de estudios para determinar sus causas e implicancias sobre la seguridad. Los mismos concluyen que dichas oscilaciones podrían deberse al ensuciamiento del lado del circuito secundario, de los tubos de los generadores de vapor y que no afectan la seguridad de la instalación.

Se registraron incrementos en los parámetros químicos del agua del secundario que motivaron que se redujera la potencia del reactor para poder inspeccionar los tubos del condensador de la turbina. Como resultado de la inspección, se encontraron fallados 63 tubos, los cuales han sido taponados.

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Características principales

La Central Nuclear Embalse se encuentra ubicada en la provincia de Córdoba a 110 km al sur de la ciudad homónima, a 25 km al oeste de la ciudad de Río Tercero y a 5 km al sur-oeste de la ciudad de Embalse, estando emplazada en la costa sur del Embalse Río Tercero, a 665 metros sobre el nivel del mar. El **responsable primario** de esta central es el Ingeniero Eduardo Díaz.

La instalación está compuesta por un reactor, dos circuitos primarios de transporte de calor, cuatro generadores de vapor, un sistema moderador, un circuito secundario y uno terciario para la

remoción de calor, un turbo-generador y otros componentes y equipos característicos de la misma.

El reactor es del tipo tubos de presión, utiliza como combustible uranio natural, y está moderado y refrigerado por agua pesada. Los tubos de presión atraviesan horizontalmente el recipiente del reactor -llamado "calandria"- y alojan en su interior al combustible y al refrigerante que circula a alta presión y temperatura.

El reactor y las partes más relevantes de la instalación -"isla nuclear"- se encuentran dentro de un edificio de contención de hormigón pretensado de 1 metro de espesor, que mantiene aislado el recinto del reactor del ambiente exterior. En la **tabla 2** se presentan las características técnicas principales de la central.

TABLA 2
Características técnicas de la CNE

Reactor	
Tipo de reactor	Tubos de presión y agua pesada presurizada
Potencia eléctrica neta	600 MW(e)
Potencia eléctrica bruta	648 MW(e)
Potencia térmica autorizada	2015 MW(t)
Moderador y reflector	agua pesada
Núcleo	
Combustible	Uranio natural
Tipo de elemento combustible	Haz c/ 37 barras
Número de canales	380
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible	495 mm
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia
Datos termodinámicos de diseño	
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
Refrigerante primario	
Concentración de agua pesada	mayor que 99,75 D ₂ O en peso
Caudal	32 750 ton/h
Conductividad	4 a 20 µMho
Oxígeno	0,01 a 0,05 ppm
pD	10,6 a 11,2
Productos de corrosión	0,01 a 0,2 ppm
Litio	0,5 a 1,3 ppm
Deuterio disuelto	0,1 a 0,3 ppm
Sodio	<0,01 ppm
Ácido bórico	<0,003 ppm

Sistemas de seguridad

La CNE posee los siguientes sistemas de seguridad:

Sistema de extinción por barras.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones.

Sistema de contención.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

La central también cuenta con un sistema de suministro eléctrico de alta confiabilidad para garantizar la alimentación a los sistemas de seguridad y a los sistemas de apoyo.

Los sistemas de apoyo mencionados tienen como función proveer de los servicios confiables necesarios para los sistemas de seguridad propiamente dichos. Los sistemas de apoyo a la seguridad son los siguientes:

Sistema de suministro de agua de emergencia.

Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia.

Tanto los sistemas de seguridad como los de apoyo están calificados sísmicamente, de manera tal que puedan permanecer operativos durante y después de la ocurrencia del sismo utilizado como base para el diseño de la instalación.

Sistema de extinción por barras

La función de este sistema es extinguir en forma rápida el reactor y mantenerlo en estado subcrítico, mediante la introducción en el núcleo de barras absorbedoras de neutrones. La extinción del reactor se logra mediante la caída libre de 28 barras absorbedoras, dispuestas verticalmente.

Los parámetros de disparo de este sistema son:

alta potencia neutrónica,

bajo caudal refrigerante,

alta presión en el circuito primario,

alta tasa de crecimiento de la potencia neutrónica,

incremento de la presión en el edificio del reactor.

Si bien existen tres fuentes de alimentación eléctrica independientes que suministran energía, en caso de pérdida total de suministro eléctrico caen las barras por gravedad, extinguiendo el reactor.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones

Este constituye un segundo sistema de extinción del reactor, redundante y diverso del anterior. Su función es inyectar, en forma automática, una solución de nitrato de gadolínico en el moderador, con lo cual el reactor se torna inmediatamente subcrítico.

Los parámetros de disparo de este sistema son:

alta potencia neutrónica,

alta presión en el sistema primario o de transporte de calor,

alta tasa de crecimiento de la potencia neutrónica.

Sistema de contención

Este sistema está diseñado para limitar la eventual liberación de material radiactivo al ambiente en caso de rotura de una cañería del circuito primario. Está compuesto por una estructura cilíndrica de hormigón pretensado que cierra herméticamente el recinto del reactor, y un subsistema para el control de la presión dentro del edificio.

El cierre hermético de la estructura de hormigón, que aísla el recinto del reactor del medio exterior, se efectúa por la acción automática de un conjunto de válvulas, cuando la presión en el interior del edificio excede un dado valor, o cuando el nivel de radiación en el mismo es elevado.

El subsistema para el control de la presión dentro del edificio está previsto para limitar la duración y el valor de la sobrepresión que eventualmente podría existir dentro de la contención, como consecuencia de un accidente que implique la liberación de vapor en el interior de la misma. El subsistema está constituido por seis unidades rociadoras independientes que toman agua de un tanque ubicado en el domo del edificio del reactor. El rociado provoca el descenso de la presión dentro de la contención por condensación del vapor contenido en su interior.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

La función de este sistema es la de asegurar el enfriamiento del núcleo ante una pérdida de refrigerante, para evitar el daño de los elementos combustibles y la consecuente liberación de radionucleidos.

El sistema está compuesto por tres etapas: alta, media y baja presión. La etapa de alta presión permite inyectar agua a presión en el núcleo del reactor procedente de dos tanques de suministro ubicados afuera del edificio del reactor. La etapa de media presión suministra agua procedente de un reservorio existente en el domo del edificio del reactor, directamente al núcleo y la etapa de baja presión recupera el agua que como consecuencia de la eventual rotura del circuito primario se deposita en el resumidero del edificio del reactor y la bombea nuevamente al núcleo a través de un intercambiador de calor que posee el sistema.

Alimentación eléctrica esencial

El sistema eléctrico de la central se divide en cuatro clases de suministro, que contemplan los requisitos de seguridad y confiabilidad que deben tener los sistemas que el mismo alimenta. Dichas clases son:

Clase I
suministro de corriente eléctrica continua ininterrumpible a los servicios auxiliares esenciales proveniente 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 proveniente de clase I.

Clase III
suministro de corriente alterna interrumpible por breves períodos a servicios auxiliares, iluminación de emergencia y componentes que mantienen al reactor en parada segura, es decir extinción del reactor y el núcleo refrigerado. Esta clase, además de estar conectada al sistema de alimentación externo cuenta con cuatro generadores diesel, de los cuales es suficiente que funcionen al menos dos cualesquiera de los cuatro, 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 externo.

El sistema de alimentación eléctrica esencial de la central proviene de dos tipos de suministros: a) Sistema de alimentación externo y b) Sistema de alimentación interno. El sistema de alimentación externo consta de: una línea de 500 kV y otra de 132 kV. El sistema de alimentación interno lo constituyen por un lado un lazo que provee una fracción de la energía generada por la instalación para consumo propio, y por otro, cuatro generadores diesel para alimentar la clase III y dos generadores diesel para la alimentación del Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia.

Sistema de suministro de agua de emergencia

El objetivo de diseño de éste sistema es proporcionar una fuente alternativa de agua disponible en caso de la ocurrencia de un sismo base de diseño o la pérdida de energía eléctrica de clases IV y III (Ver: "Alimentación eléctrica esencial").

El sistema está compuesto básicamente por dos bombas accionadas por motores diesel. Dichas bombas toman agua del lago, y la inyectan en el sistema primario y en los generadores de vapor lo cuál asegura la remoción del calor del núcleo.

Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia

Este sistema está diseñado para proporcionar una fuente alternativa de energía eléctrica en caso de la ocurrencia de un sismo base de diseño o la pérdida de energía eléctrica de clases IV y III.

El sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia provee la alimentación para operar las válvulas del sistema de suministro de agua de emergencia y del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, como así también para determinados sistemas de operación y seguridad que permiten el control de la central desde su sala de control secundaria.

PRINCIPALES HECHOS OPERATIVOS

La Central Nuclear Embalse tuvo hasta fines de setiembre del año 1995 un factor de carga de 96,81 %. Teniendo en cuenta la salida de servicio programada iniciada en octubre, el factor de carga del año 1995 fue 74,55 %.

A continuación se enumeran los hechos más significativos, que focalizaron la atención del ENREN durante el año:

Salidas de servicio no programadas

Actuación de un dispositivo de protección de la bomba principal N°1, que originó la detención de la misma. Como consecuencia de ello, actuó el sistema de extinción por barras, por bajo caudal del sistema primario. Una vez que se verificó que la alarma era espuria, se recuperó el funcionamiento de la bomba, pero la falla de una de las válvulas que regula el agua de alimentación a uno de los generadores de vapor, provocó la salida de servicio de la central el día 26 de agosto, por el término de 41 horas.

Falla en la lógica de una de las bombas de extracción de condensado del sistema secundario el día 17 de diciembre. Estando la planta en parada caliente, al día siguiente se detectó un tubo de presión con pérdidas, por lo cual se llevó la central a parada fría y posteriormente se efectuó el reemplazo del tubo. Se constató que el tubo había sido dañado por la misma herramienta que provocó una avería similar en otro tubo durante la salida de servicio programada.

Salida de servicio programada

Desde el 30 de setiembre hasta el 13 de diciembre se llevó a cabo la salida de servicio programada. En su transcurso el ENREN realizó un exhaustivo seguimiento de todas las tareas con implicancias en la seguridad radiológica y nuclear. Cabe destacar que durante la ejecución de las tareas de mantenimiento, una falla del dispositivo utilizado para el reposicionamiento de los anillos separadores de los tubos de presión provocó una avería en uno de tales tubos que determinó la necesidad de su recambio, lo que originó la prolongación de la salida de servicio.

Otros hechos destacables

Se realizaron trabajos de reparación en el revestimiento de las piletas de manejo de elementos combustibles y de transferencia de barras ajustadoras, para lo cual fue necesario realizar un recambio intensivo de combustible. Se revisaron los procedimientos para optimizar las protección radiológica y se realizó un seguimiento de las dosis del personal involucrado.

Entre los días 6 y 9 de marzo estuvo fuera de servicio el sistema de recambio de combustible, debido a fallas en el control de presión del suministro de agua pesada a las máquinas de recambio de combustible.

Los días 2 y 7 de abril se produjeron anomalías en el funcionamiento de una de las dos computadoras de

control de operación, sin implicancias para la seguridad de la instalación.

El 15 de abril se derramaron 520 litros de agua pesada en un recinto del interior del edificio del reactor, debido a la apertura de las válvulas de alivio correspondientes a una máquina de recambio de elementos combustibles. El incidente no tuvo implicancias radiológicas significativas.

El 22 de junio se produjo la apertura de las válvulas de alivio de una de las máquinas de recambio de elementos combustibles, derramándose 160 litros de agua pesada. El incidente no tuvo implicancias radiológicas significativas.

Se registraron incrementos en los valores de los parámetros químicos del agua del secundario, por lo que el operador realizó una inspección a los tubos del condensador de la turbina. Como consecuencia, fue necesario obturar tres de los tubos del condensador.

Se efectuaron durante los días 28 y 31 de agosto las pruebas preoperacionales de un nuevo contenedor para la transferencia de barras ajustadoras, las que resultaron satisfactorias. Dicho contenedor fue utilizado durante la salida de servicio programada de octubre, para extraer aproximadamente $1,73 \cdot 10^{16}$ Bq de cobalto 60.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II

Características principales

La Central Nuclear Atucha II se está construyendo adyacente a la Central Nuclear Atucha I y es del mismo tipo que ésta; su potencia eléctrica neta de 693 MW.

El **responsable primario** de la Central Nuclear Atucha II es el Ingeniero Miguel Angel Joseph.

La instalación está compuesta por el reactor, un sistema primario de remoción de calor formado por dos circuitos idénticos, un sistema moderador compuesto por cuatro circuitos, dos generadores de vapor, un circuito secundario, un circuito terciario de remoción de calor, un turbo-generador y otros componentes y equipos característicos de la misma. En la **tabla 3** se detallan las características técnicas principales de la CNA II.

TABLA 3
Características técnicas de la CNA II

Reactor	
Tipo de reactor	agua pesada presurizada
Potencia eléctrica neta	693 MW(e)
Potencia eléctrica bruta	744,7 MW(e)
Potencia térmica	2160 MW(t)
Moderador y reflector	agua pesada
Núcleo	
Combustible	uranio natural
Método de recambio de combustible	durante operación en potencia
Número de canales	451
Refrigerante primario	
Tipo	agua pesada
Temperatura a la salida del recipiente de presión	313 °C
Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,24 MPa
Caudal	37 080 ton/h
Potencia térmica total transferida a los generadores de vapor	1953 MW

SISTEMAS DE SEGURIDAD

La CNA II posee los siguientes sistemas de seguridad:

Sistema de extinción por barras.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones.

Sistema de contención.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

Además, dispone de un sistema de alimentación eléctrica esencial, de alta confiabilidad, para garantizar el funcionamiento de los sistemas de seguridad mencionados.

Sistema de extinción por caída de barras

La función de este sistema es detener el reactor mediante la inserción de barras absorbedoras de neutrones en el núcleo del reactor. Ante una señal de parada rápida, se produce la extinción del reactor por la caída de dichas barras.

Sistema de extinción por inyección de absorbedores de neutrones

El sistema tiene por función extinguir el reactor mediante la inyección, en forma automática, de ácido bórico en el moderador. Está constituido por cuatro trenes de inyección independientes y es suficiente el accionamiento de dos cualesquiera de ellos para detener al reactor.

Este sistema de inyección sirve de apoyo al sistema de extinción por barras mencionado precedentemente y actúa cuando se produce alguno de los siguientes eventos:

- 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.
- Ocurrencia de accidente con pérdida de refrigerante.
- Accionamiento manual del sistema desde la sala de control de la central.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

La refrigeración de emergencia del núcleo está compuesta por dos sistemas independientes; un sistema de inyección de seguridad y un sistema de remoción de calor residual.

El sistema de inyección de seguridad está diseñado para actuar ante la ocurrencia de accidentes con pérdida de refrigerante o moderador y cumple las siguientes funciones:

- Mantener el nivel de agua necesario dentro del recipiente de presión.
- Compensación de fugas de agua de refrigeración.
- Refrigeración de emergencia del núcleo.
- Refrigeración de emergencia de la máquina de carga de elementos combustibles.

El sistema de inyección de seguridad posee cuatro trenes independientes que están conectados a los cuatro circuitos del moderador. Cada tren, a su vez, está compuesto por dos líneas de inyección; una línea proviene de los acumuladores de presión y agua, y la otra de las bombas de inyección de seguridad. La inyección de refrigerante de emergencia desde la línea que proviene de los acumuladores tiene por función mantener refrigerado

el núcleo del reactor en la etapa inicial del potencial accidente, provocado por una fuga grande de refrigerante. Esto se logra mediante la apertura de válvulas rápidas que permiten que la presión existente en los acumuladores de gas impulsen la inyección de agua en el circuito de refrigeración principal.

La inyección de refrigerante, mediante bombas, tiene por función recuperar el agua perdida a través de la rotura, refrigerarla y recircularla a través del núcleo del reactor, durante todo el tiempo que se necesite.

El sistema de remoción de calor residual está compuesto por cuatro circuitos idénticos, a través de los cuales, luego de producida la extinción del reactor, es posible remover el calor contenido en el reactor y en los circuitos de refrigerante y moderador.

Sistema de contención

La contención de la Central Nuclear Atucha II es una esfera de acero de 56 metros de diámetro y 2,5 cm de espesor, con una tasa de fuga inferior a 0,5% del volumen por día, diseñada para soportar el aumento de presión provocado por la potencial liberación, en su interior, de toda la energía almacenada en el circuito primario de refrigeración cuando el reactor se encuentra funcionando a plena potencia. La esfera de acero está rodeada de una estructura de hormigón reforzado de 60 cm de espesor.

Alimentación eléctrica esencial

La alimentación eléctrica esencial se logra mediante dos sistemas independientes; un sistema de alimentación eléctrica externa y un sistema de alimentación eléctrica interno.

El sistema de alimentación eléctrica externa consta de una línea de alta tensión de 500 kV, y otra alternativa de 132 kV.

El sistema de alimentación interno lo constituyen, por un lado, un lazo que provee una fracción de la energía generada por la instalación para consumo propio y por otro, 4 grupos generadores diesel para suministro de emergencia en caso de la falta de las fuentes anteriormente indicadas.

Avance de construcción de montaje

Durante 1995 no hubo progresos en la obra civil, que se encuentra en el 90% de realización. Se prosiguieron con algunas tareas de montaje de componentes pesados y de interconexión de equipos, a un ritmo muy lento. Las tareas más relevantes llevadas a cabo durante 1995 son:

Reparaciones a la grúa polar y a algunas columnas y vigas del edificio de turbina que resultaron dañadas como consecuencia de una falla en el puente grúa de dicho edificio.

Montajes en los generadores diesel de emergencia y en sistemas relacionados con los mencionados generadores.

Montaje de los dos intercambiadores de calor del sistema moderador que faltaban instalar.

Montaje de los generadores de vapor.

Trabajos de montaje en el sistema antiincendio.

Se comenzó con las tareas de interconexión eléctrica entre las centrales Atucha I y II. Dicha interconexión será finalizada en 1996 y su principal objetivo es mejorar la confiabilidad del sistema eléctrico de la CNA I, aprovechando el sistema eléctrico de emergencia de la CNA II.

Comenzaron los preparativos para el montaje del recipiente de presión. Se trasladó al edificio del reactor, la tapa del recipiente de presión y a un almacenamiento provisorio, en el mismo edificio, el recipiente de presión.

INSPECCIONES EN CENTRALES NUCLEARES

La actividad que lleva a cabo el ENREN para controlar las centrales nucleares consiste en: análisis de documentación sobre aspectos de diseño y operación, evaluaciones continuas de la seguridad en operación y de las tareas previstas para las paradas

programadas, y seguimiento, a través de inspecciones y auditorías regulatorias, para verificar el cumplimiento de la licencia correspondiente.

Las tareas de análisis y evaluación son llevadas a cabo por personal especializado en seguridad radiológica y nuclear, con herramientas informáticas modernas para el manejo de la información y familiarizados en el uso de códigos de cálculo para validar la documentación suministrada por el operador y efectuar una revisión independiente, con criterios propios.

La acción regulatoria de control se completa con un programa de inspecciones, rutinarias y no rutinarias, para el seguimiento de las tareas que hacen a la seguridad y a la verificación del cumplimiento de la licencia correspondiente.

Las inspecciones rutinarias están relacionadas con las actividades normales de la planta, el monitoreo de procesos y la verificación del cumplimiento de la documentación mandatoria. Las mismas son llevadas a cabo, básicamente, por los inspectores residentes de las instalaciones, que actúan con el apoyo técnico de los grupos de análisis y evaluación propios del ENREN o que actúan para éste mediante convenios o contratos.

Las inspecciones no rutinarias se realizan ante situaciones específicas, o cuando se hace necesario incrementar el esfuerzo de inspección, como ser en paradas programadas y en salidas de servicio no programadas. En estas inspecciones intervienen especialistas en diversos temas pertenecientes al ENREN o a otras instituciones relacionadas, por cuenta de aquel.

El siguiente cuadro muestra el resumen de días hombre insumidos en inspecciones rutinarias y no rutinarias efectuadas a las tres centrales:

Inspecciones regulatorias a Centrales Nucleares

Centrales	Días hombre de inspecciones		Días hombre de inspecciones	Días hombre de inspecciones
	Rutinarias	No rutinarias		
CNA I	412	136		548
CNE	484	642		1126
CNA II	72	29		101
Totales	968	807		1775

Otras Actividades Regulatorias

En el caso de la CNA I

Se prosiguió con la fiscalización del análisis probabilístico de seguridad de la central. Los resultados de dicho análisis serán utilizados por el operador para evaluar la seguridad de la planta tanto en aspectos relacionados con el diseño como con la operación. La finalización de dicho análisis está previsto para 1996.

Se analizó la actualización del plan de emergencia efectuado por el operador, que tiene en cuenta los resultados de los ejercicios anuales realizados y los nuevos criterios de aplicación.

Se evaluó el ejercicio anual de aplicación del plan de emergencia realizado el 17 de diciembre de 1995. En esta oportunidad el simulacro fue interno a la instalación y parcialmente externo, con corte de caminos y la constitución del centro de control externo de la emergencia. Los resultados del mismo fueron satisfactorios.

En el caso de la CNE

Se revisó la actualización del Plan de Emergencia realizado por el operador como consecuencia de un requerimiento del ENREN.

DOSIS OCUPACIONALES Y DESCARGA DE EFLUENTES

Para la operación de una central nuclear, el ENREN requiere que la protección radiológica de los trabajadores y las descargas de material radiactivo al ambiente estén optimizadas. Por ello se solicita que se lleven registros de las dosis individuales y que se contabilicen las descargas al ambiente.

Control ocupacional

Los criterios de protección radiológica utilizados por el ENREN están basados en las últimas recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica -ICRP- y del OIEA. La

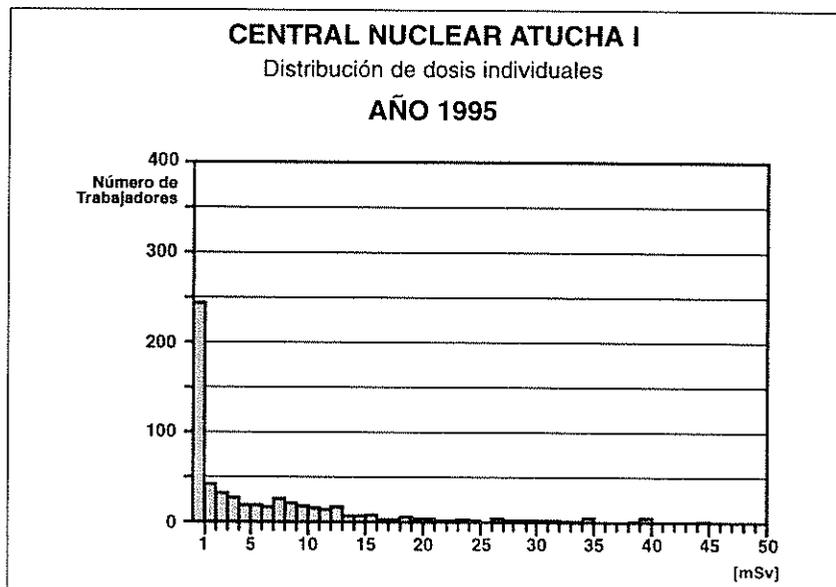
Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 en general, y la norma AR 3.1.1 en particular, establecen criterios para asegurar que las dosis que reciben los trabajadores expuestos a radiaciones ionizantes sean tan bajas como resulte razonable e inferiores a los límites de dosis establecidos; es decir, que la protección radiológica esté optimizada.

El personal que trabaja en áreas controladas está sujeto a un monitoreo dosimétrico individual. Se registran mensualmente las dosis de estos trabajadores debidas a la exposición externa y a la incorporación de material radiactivo, y se evalúan las dosis colectivas ocupacionales.

Central Nuclear Atucha 1

En la **figura 1** se presenta la distribución de dosis individuales de los trabajadores de la CNA I correspondiente a 1995. En la misma puede verse que de los 593 agentes, el 50% recibió menos de 3 mSv, y ningún trabajador excedió el límite de dosis establecido en la norma AR.10.1.1. La dosis colectiva fue de 3,5 Sv hombre, y la dosis colectiva normalizada con la energía generada por la central en 1995, resulta 11 Sv hombre/GWa.

figura 1



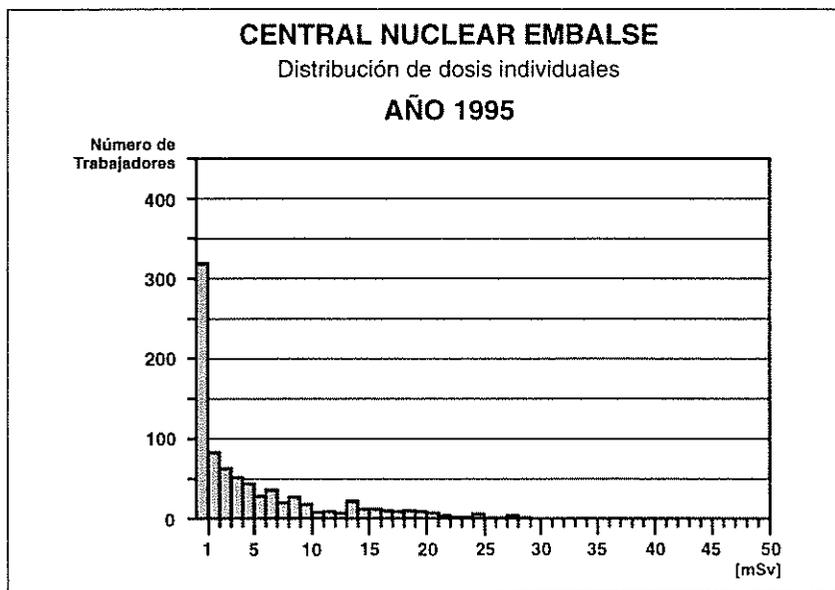
Esta central, al igual que otras centrales diseñadas en la década de los años 60, posee como elemento estructural de los canales de refrigeración una aleación de alto contenido de cobalto, denominada "stellite". Esta aleación, sometida al flujo neutrónico del reactor, se activa dando lugar a la producción de cobalto 60. Los

productos de la erosión y corrosión de esa aleación son transportados por el refrigerante y se depositan a lo largo del circuito primario. Este depósito de cobalto 60 contribuye con más del 60% a la dosis ocupacional debida a exposición externa en Atucha I. Por este motivo, en la Central Nuclear Atucha II, actualmente en construcción, el ENREN prohibió el uso de aleaciones de cobalto en los componentes del circuito primario.

Central Nuclear Embalse

En la **figura 2** se presenta la distribución de dosis individuales de los trabajadores de la Central Nuclear Embalse correspondiente a 1995. De ella surge que el 50% de los 826 agentes recibió menos de 3 mSv, y ningún trabajador excedió el límite de dosis establecido en la norma AR.10.1.1. La dosis colectiva durante ese año fue de 4 Sv hombre, siendo las tareas de mantenimiento efectuadas durante la parada programada el principal contribuyente. La dosis colectiva normalizada con la energía generada por la central durante 1995 resultó 8 Sv hombre/GWa.

figura 2



Descargas al ambiente

El límite de dosis para el público, aplicable a todas las prácticas con fuentes de radiación, sin incluir las dosis originadas en la exposición médica ni las provenientes del fondo natural de radiación es 1 mSv en un año. Ese límite debe cumplirse teniendo en

cuenta el aporte de todas las fuentes de radiación actuales y futuras.

Para el caso de una única central nuclear, el ENREN ha establecido restricciones a la dosis en el grupo crítico -grupo de personas más expuestas- fijando la misma en 0,3 mSv en un año. Adicionalmente, el ENREN exige que las descargas sean tan bajas como resulte razonablemente posible, tomando 0,3 mSv como una restricción en el proceso de optimización.

A partir de las condiciones mencionadas anteriormente, se establece un límite autorizado para la descarga de cada radionucleido en forma gaseosa y líquida, incluyéndose todos los límites autorizados en la Licencia de operación de cada central.

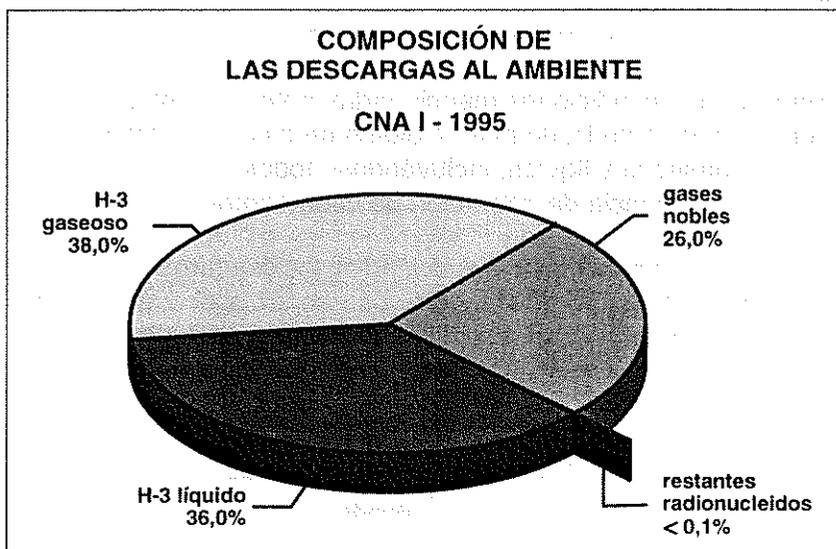
Se mide en forma continua la actividad en las descargas gaseosas y líquidas en el punto de emisión, y se controla el cumplimiento de los límites autorizados aplicando la siguiente "formula de descarga":

$\sum A_i / K_i < 1$	<p>donde:</p> <p>A_i es la actividad anual del nucleido "i" descargada al ambiente</p> <p>K_i es el límite autorizado de descarga del nucleido "i" establecido para cada central nuclear.</p>
----------------------	---

Además del control de las descargas, el ENREN requiere que se establezca un programa de monitoreo en los alrededores de las instalaciones que incluye la medición de material radiactivo en agua, sedimentos, vegetales, peces, leche y en otras muestras ambientales de manera de controlar los principales eslabones de las vías de transferencia hacia el hombre. El programa de monitoreo y las técnicas de medición son revisados periódicamente por el ENREN que realiza, a su vez, un control independiente con mediciones en sus propios laboratorios.

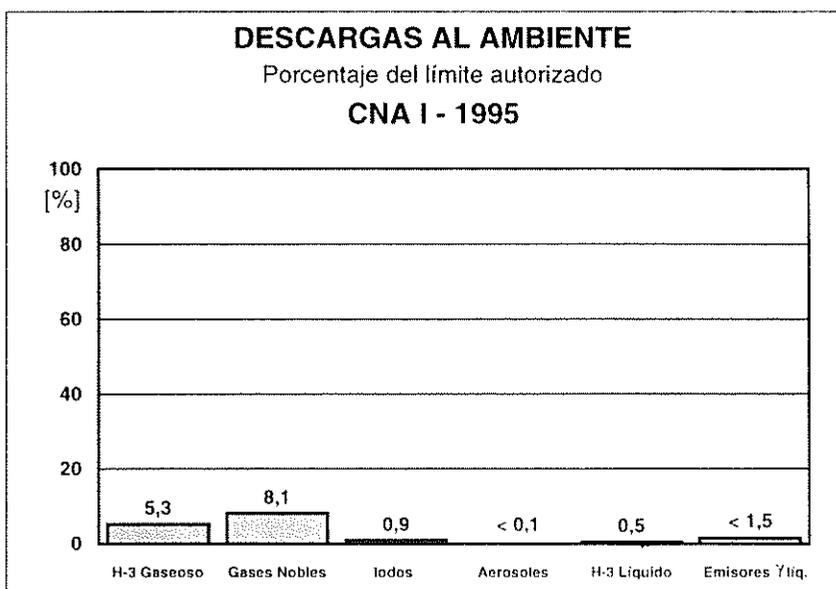
En la **figura 3** se muestra la composición isotópica de las descargas de efluentes radiactivos al ambiente de la CNA I durante 1995. Se observa que el 74% de la actividad descargada correspondió al tritio.

figura 3



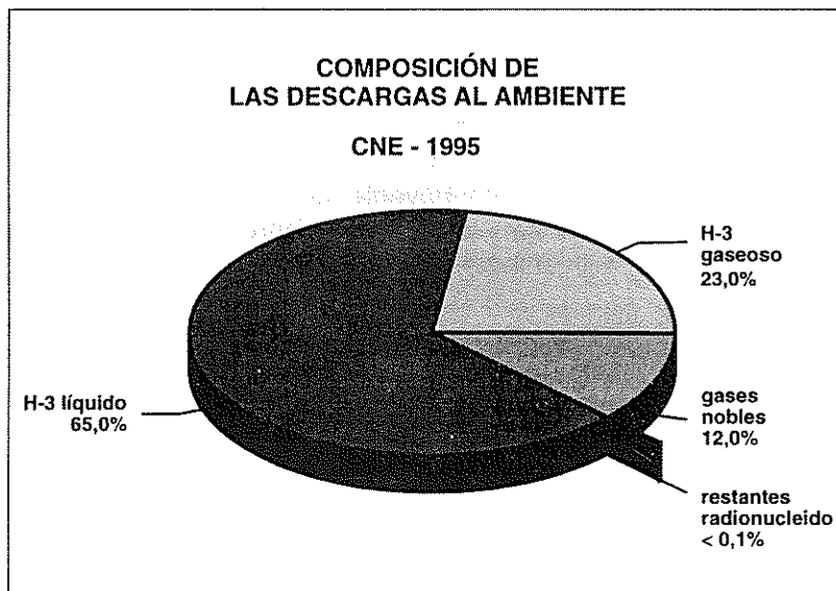
La **figura 4** presenta la relación entre las descargas y los límites autorizados de la CNA I. En todos los casos estos valores resultaron inferiores al 10%, habiéndose considerado la suma de los porcentajes de los radionucleidos individuales para el caso de los gases nobles, los aerosoles, y los emisores gamma en efluentes líquidos.

figura 4



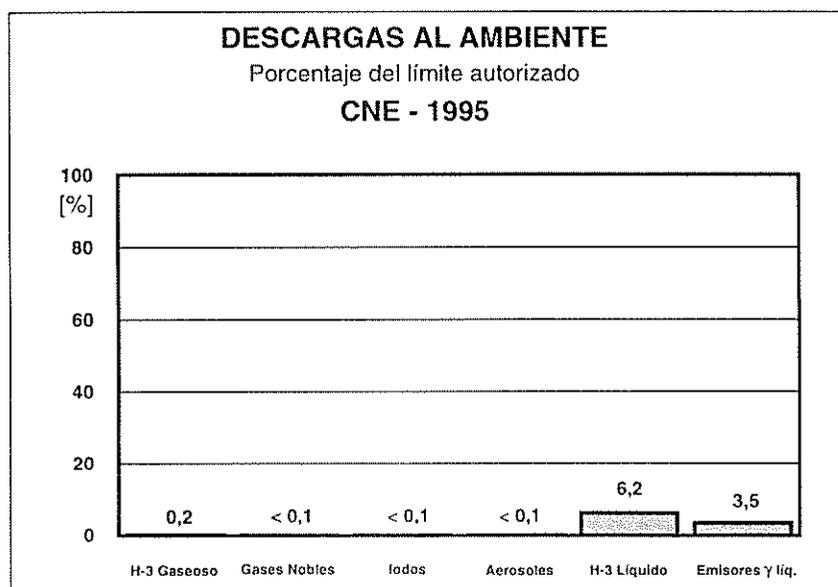
La **figura 5** muestra la composición isotópica de las descargas de CNE durante 1995. En esta central, cerca del 90% de la actividad correspondió al tritio.

figura 5



La **figura 6** presenta la relación de las descargas con los límites de la CNA I. También en esta central las descargas resultaron muy inferiores al 10% de los límites.

figura 6



Dosis al grupo crítico

La dosis en el grupo crítico debido al funcionamiento de la Central Nuclear Atucha I durante el año 1995 fue $6,4 \cdot 10^{-3}$ mSv. Para la Central Nuclear Embalse, la correspondiente dosis en el grupo crítico fue $5,6 \cdot 10^{-3}$ mSv. En ambas centrales, este valor es aproximadamente el 2% de la restricción de dosis en el grupo crítico fijada por el ENREN en 0,3 mSv.

Las dosis colectivas, normalizadas por unidad de energía eléctrica generada, excluyendo el carbono 14, fueron 0,5 y 0,1 Sv hombre/GWa para la central Atucha I y Embalse, respectivamente, siendo el tritio el mayor contribuyente. Los correspondientes valores para carbono 14 son 39 y 21 Sv hombre/GWa para Atucha I y Embalse respectivamente.

SUCESOS OCURRIDOS EN LAS CENTRALES NUCLEARES (escala INES)

Se presentan en el siguiente cuadro los sucesos ocurridos en la Central Nuclear Embalse clasificados conforme a la escala internacional INES. No se observaron este tipo de sucesos en la Central Nuclear Atucha I durante el año 1995.

SUCESOS OCURRIDOS EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

- _____ 25 de enero 1995 (nivel 1) Degradación de los parámetros químicos del circuito primario como consecuencia de la falla de un instrumento y los errores operativos cometidos posteriormente.
- _____ 8 de octubre de 1995 (nivel 1) Rotura de un canal de combustible por fallas en la operación del equipo usado para la inspección y el reposicionado de los anillos de separación tubo de presión - tubo de calandria.

ESCALA INTERNACIONAL UTILIZADA PARA DETERMINAR LA SEVERIDAD DE LOS SUCESOS OCURRIDOS EN LAS CENTRALES NUCLEARES (ESCALA INES)

	CRITERIOS O ATRIBUTOS DE SEGURIDAD		
	Impacto fuera del emplazamiento	Impacto en el emplazamiento	Degradación de la defensa en profundidad
7. ACCIDENTE GRAVE	LIBERACIÓN GRAVE Efectos Múltiples para la Salud y el Medio Ambiente		
6. ACCIDENTE IMPORTANTE	LIBERACIÓN SIGNIFICATIVA Posibilidad de que se requiera la aplicación plena de las contramedidas previstas		
5. ACCIDENTE CON RIESGO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	LIBERACIÓN LIMITADA Posibilidad de que se requiera la aplicación parcial de las contramedidas previstas	Daños graves en el núcleo del reactor/barreras radiológicas	
4. ACCIDENTE SIN RIESGO SIGNIFICATIVO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	LIBERACIÓN PEQUEÑA Exposición del público del orden de los límites prescriptos	Daños significativos en el núcleo del reactor/barreras radiológicas/exposición fatal de un trabajador	
3. INCIDENTE IMPORTANTE	LIBERACIÓN MUY PEQUEÑA Exposición del público a una pequeña fracción de los límites prescriptos	Difusión importante de la contaminación/efectos agudos para la salud de un trabajador	Casi accidente-desaparición total de las capas de seguridad
2. INCIDENTE		Difusión signif. de la contaminación/sobreexposición de un trabajador	Incidentes con fallos de las disposiciones de seguridad
1. ANOMALÍA			Anomalía que rebasa el régimen de explotación autorizado
0. SUCESO DEBAJO DE LA ESCALA. DESVIACIÓN		SIN SIGNIFICACIÓN PARA LA SEGURIDAD	

SUCESO FUERA DE LA ESCALA

SIN RELACIÓN CON LA SEGURIDAD

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

Aspectos generales

Los reactores de investigación son instalaciones que, mediante el proceso de fisión nuclear autosostenida, en forma controlada, producen neutrones que son aplicados con finalidades diversas, tales como investigación, enseñanza, producción de radioisótopos, ensayo de materiales o irradiación de personas con fines terapéuticos.

Por su parte, los conjuntos críticos son instalaciones donde se estudian los procesos de multiplicación de neutrones producidos mediante fisión nuclear. Se utilizan principalmente con fines de docencia o para estudiar configuraciones -a escala- de núcleos de reactores de mayor potencia.

Con la finalidad de controlar por el nivel de seguridad de los reactores de investigación y conjuntos críticos, el ENREN realiza estudios y evaluaciones independientes para validar el diseño y la seguridad en la operación, e inspecciones para verificar el cumplimiento de las normas y licencias.

Durante las inspecciones se analizan documentos y procedimientos, se fiscalizan las tareas y se realizan ensayos relevantes para la seguridad. Asimismo, se controlan los aspectos relacionados con el licenciamiento del personal.

Los desvíos detectados durante las inspecciones son analizados teniendo en cuenta su impacto en la seguridad y cuando corresponde, se requieren acciones correctivas.

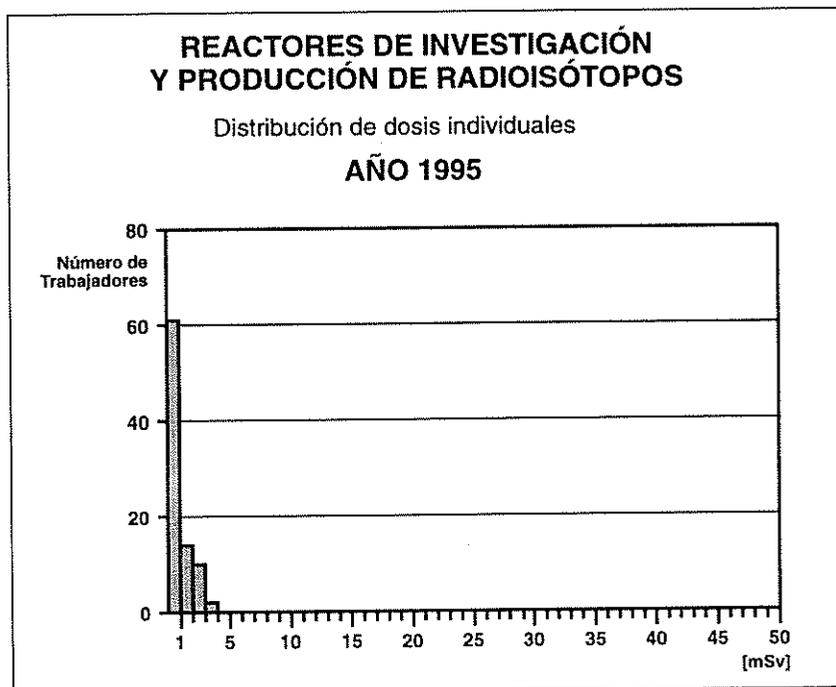
Las dosis recibidas por los trabajadores en los reactores de investigación y conjuntos críticos son, en general, poco significativas. La vía de exposición más frecuente es la irradiación externa. El control de la exposición a las radiaciones en las zonas clasificadas como áreas controladas y supervisadas, se realiza mediante el monitoreo de áreas. Las dosis recibidas por los trabajadores se evalúa a partir de los registros de monitoreo individual.

Durante el año 1995 operaron los tres reactores de investigación y de los tres conjuntos críticos, uno operó, otro continuó en la etapa de modernización y puesta en marcha y el restante en la de construcción.

Dosis ocupacionales

En la **figura 7** se muestra la distribución de dosis individuales debido a la operación de los reactores de investigación y producción de radioisótopos RA-1, RA-3 y RA-6 durante 1995. En la misma se observa que el 50% de los 87 trabajadores, correspondientes a las tres instalaciones, recibieron menos de 1 mSv en el año, y ningún trabajador excedió el límite de dosis establecido en la norma AR. 10.1.1.

figura 7



CONJUNTO CRÍTICO RA-0

El RA-0 se encuentra ubicado en la Facultad de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales de la Universidad de Córdoba. Operó desde 1970 a 1974. En 1987 se iniciaron las tareas para la modernización de la instalación, encontrándose actualmente en la etapa final de su nueva puesta en marcha.

El conjunto crítico utiliza uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235 como combustible, y su potencia autorizada es de 1 W térmico. El exceso de reactividad de núcleo es de 0,4 en unidad dólar¹. Este conjunto crítico se utiliza para investigación y docencia.

Debido a la baja potencia de operación, su inventario radiactivo es muy pequeño y no son concebibles situaciones accidentales que involucren al público.

Las dosis que podrían recibir los trabajadores no excederían, en condiciones normales, el 1% del límite de dosis establecido en las normas.

Esta instalación no libera material radiactivo al ambiente y la cantidad de residuos sólidos que genera es muy escasa y de muy baja actividad.

La Universidad de Córdoba es la **entidad responsable** de la instalación y el Ingeniero Francisco Gazzera es su **responsable primario**.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de accidentes, la instalación cuenta con dos sistemas de extinción de la reacción en cadena, redundantes y diversos.

El primer sistema consiste en un conjunto de cuatro barras absorbedoras de neutrones que se mueven mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de suprimirse la alimentación eléctrica, se produce la caída de las mismas por gravedad. Con la introducción de una de las cuatro barras, el conjunto crítico pasa a una condición subcrítica segura.

El segundo sistema de extinción actúa con la apertura rápida de una válvula, que provoca la descarga del agua que actúa como moderador, lo que produce la extinción de la reacción en cadena.

Al poseer coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos, el conjunto crítico tiene un cierto grado de seguridad intrínseca. La instalación posee, también, una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarla en condiciones poco seguras.

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos escritos, desarrollados de acuerdo a un programa de garantía de calidad, que forman parte de la documentación mandatoria exigida por el ENREN.

1 Cuando el exceso de reactividad es mayor a un dólar puede ocurrir el llamado accidente de criticidad, en el cual se produce una liberación de energía no controlable por los sistemas de extinción.

Principales hechos operativos

La instalación se encuentra en proceso de puesta en marcha y cuenta con la autorización correspondiente emitida por el ENREN (1247/95).

Actualmente se está completando la documentación requerida en la autorización y se realizan las tareas de acondicionamiento de la instrumentación, de los mecanismos de movimiento de barras de control y de los blindajes.

Actividades Regulatorias

Se realizaron dos inspecciones y se establecieron las condiciones para la continuación de la puesta en marcha. Además, se tomaron exámenes para licenciar a 6 integrantes del futuro plantel de operación.

REACTOR DE INVESTIGACIÓN RA-1

El RA-1 se encuentra operando desde 1958 y está ubicado en el Centro Atómico Constituyentes de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

El reactor utiliza uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235 como combustible, tiene una potencia autorizada de 40 kW térmicos y un exceso de reactividad de 1,2 en unidad dólar. Tiene como propósito la investigación, la docencia y el ensayo de materiales.

Su inventario radiactivo es pequeño y los eventuales accidentes que podrían ocurrir, no alcanzarían a dañar las vainas del material combustible. Por lo tanto, el riesgo para el público como consecuencia de la operación de esta instalación es despreciable.

Las dosis ocupacionales están limitadas por los blindajes. Los procedimientos de protección radiológica hacen que los trabajadores no reciban dosis efectiva superiores al 10% del límite anual fijado por las normas. Es concebible, sin embargo, un potencial accidente de criticidad y la posibilidad de irradiación del personal que lo opera.

Durante la operación del RA-1 se generan efluentes líquidos y residuos sólidos de baja actividad. Las descargas de efluentes al ambiente no excedieron durante 1995 el 1% del límite autorizado de descarga.

La **entidad responsable** es la Comisión Nacional de Energía Atómica, y el **responsable primario** de la instalación es el Ingeniero Hugo Scolari.

Sistemas de seguridad

Los sistemas de seguridad tienen por finalidad evitar accidentes de criticidad. El reactor posee un sistema de extinción que consiste en un conjunto de cuatro barras absorbedoras de neutrones, que se mueven mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. Con la introducción de dos de las cuatro barras, el reactor pasa a una condición subcrítica segura. En caso de falta de alimentación eléctrica, las barras caen por gravedad produciendo la parada del reactor.

Al poseer coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos, el reactor tiene un cierto grado de seguridad intrínseca. La instalación posee, también, una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarla en condiciones poco seguras.

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos escritos, desarrollados de acuerdo a un programa de garantía de calidad, que forman parte de la documentación mandatoria exigida por el ENREN.

Principales hechos operativos

La instalación operó durante el año 1995 aproximadamente 1300 horas, realizándose dos irradiaciones largas de aproximadamente un mes cada una, para estudiar daños producidos por la radiación en materiales utilizados en la industria nuclear.

Actividades Regulatorias

Se realizaron 28 inspecciones durante el año y se revisaron todos los procedimientos operativos de la instalación.

Se tomaron 10 exámenes según el siguiente detalle: 4 para la obtención de licencia individual y 6 para autorización específica, 3 de las cuales fueron renovaciones.

Se llevaron a cabo cursos de reentrenamiento del personal de operación de acuerdo al programa previsto.

REACTOR DE INVESTIGACIÓN RA-3

El RA-3 se encuentra operando desde 1967 y está ubicado en el Centro Atómico Ezeiza.

El reactor utiliza como combustible uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235, tiene una potencia autorizada de 5 MW térmicos y un exceso de reactividad de 8 en unidad dólar. Tiene como propósito la producción de radioisótopos, la investigación, la docencia y el ensayo de materiales.

Su inventario radiactivo es alto. Las potenciales situaciones accidentales, podrían ocasionar la liberación de parte de los productos de fisión al recinto del reactor y, una fracción de los mismos, al ambiente. Dichas situaciones accidentales, de muy baja probabilidad de ocurrencia, son prevenidas o mitigadas mediante la actuación de distintos sistemas de seguridad que se detallan en el punto siguiente.

Al igual que en los demás reactores de investigación, las dosis en los trabajadores durante la operación normal está limitada por previsiones tomadas en el diseño. Además, se siguen procedimientos de protección radiológica para reducir las dosis ocupacionales tanto como sea razonable, por lo cual las dosis en los trabajadores no supera una fracción del límite anual de dosis.

Durante la operación del RA-3 se generan efluentes gaseosos y residuos sólidos de actividad media y baja, y líquidos de baja actividad. Las descargas de efluentes al ambiente no excedieron durante 1995 el 1% del límite autorizado de descarga.

La **entidad responsable** es la Comisión Nacional de Energía Atómica, y el **responsable primario** es el Licenciado Jorge Quintana Domínguez.

Sistemas de seguridad

El sistema de extinción consiste en un conjunto de cuatro barras absorbentes de neutrones que se mueven mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. Con la introducción de dos de las cuatro barras, el reactor pasa a una condición subcrítica segura. En caso de falta de alimentación eléctrica, las barras caen por gravedad produciendo la parada del reactor.

El reactor posee coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos y cuenta con una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarlo en condiciones poco seguras.

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos escritos, desarrollados de acuerdo a un programa de garantía de calidad, que forman parte de la documentación mandatoria exigida por el ENREN.

La instalación cuenta, además, con un sistema para minimizar emisiones accidentales al ambiente, compuesto por dos subsistemas: uno de contención dinámica y otro de remoción de productos de fisión.

La contención dinámica se logra manteniendo en el interior del recinto del reactor una presión inferior a la presión atmosférica, lo que impediría una eventual fuga de aire contaminado al exterior.

El subsistema de remoción está compuesto básicamente por filtros, conductos, ventiladores y válvulas reguladoras. En operación normal su función es mantener la concentración de radionucleidos en los ambientes de trabajo tan baja como sea razonable e impulsar el aire a través de filtros absolutos, antes de descargarlo al ambiente. En situación accidental, el sistema recircula el aire interior a través de filtros de carbón activado para remover los productos de fisión.

Otro sistema de seguridad es el sistema de rociado del núcleo. En caso de vaciado del recipiente del reactor, produce una lluvia fina de agua sobre el núcleo, que lo refrigera, evitando así su deterioro.

Principales hechos operativos

Durante el año 1995 se reemplazó el sistema secundario de remoción del calor y se reacondicionaron la sala de bombas y las zonas controladas.

El reactor operó aproximadamente 4000 horas, dedicado principalmente a la producción de radioisótopos.

Se llevaron a cabo cursos de reentrenamiento del personal de operación de acuerdo al programa previsto.

Actividades Regulatorias

Se realizaron 30 inspecciones y la revisión de los procedimientos operativos contenidos en la documentación mandatoria exigida por el ENREN.

También se revisó el Plan de emergencia de la instalación y se fiscalizó la realización del ejercicio anual de dicho plan.

Se realizó una evaluación independiente del cambio de configuración del núcleo propuesto por el **responsable primario**, no encontrándose objeciones para su realización.

Se tomaron exámenes de evaluación de reentrenamiento a 3 personas para la renovación de las respectivas autorizaciones específicas. Además, se tomaron 4 exámenes para el otorgamiento de licencias individuales y 3 para autorización específica.

CONJUNTO CRÍTICO RA-4

El RA-4 se encuentra operando desde 1971 y está ubicado en la Facultad de Ciencias Exactas, Ingeniería y Agrimensura de la Universidad de Rosario.

El conjunto crítico tiene una potencia autorizada de 1 W térmico, utiliza como combustible uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235. Este combustible se encuentra incluido en una matriz de polietileno que actúa como moderador. La instalación tiene como propósito la investigación y la docencia.

El exceso de reactividad del conjunto crítico es de 0,4 en unidad dólar.

Debido a la mínima potencia de operación, tiene inventario radiactivo muy pequeño y representa un riesgo despreciable para el público. Las posibilidades de irradiación externa de los trabajadores es prácticamente nula.

La **entidad responsable** es la Universidad Nacional de Rosario y el **responsable primario** es el Agrimensor Carmelo Celauro.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de incidentes el conjunto cuenta con dos sistemas de extinción redundantes y diversos.

El primer sistema consiste en un par de barras absorbentes de neutrones. La extracción de las barras se realiza mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de suprimirse el aporte de energía eléctrica, se produce la inserción de las mismas ayudada por la acción de resortes. Con la introducción de las dos barras, el conjunto pasa a una condición subcrítica segura.

El segundo sistema produce la separación del núcleo en dos partes por acción de la gravedad, llevándolo a un estado subcrítico.

Principales hechos operativos

Durante el año 1995 se realizaron diversas irradiaciones para la calibración de dosímetros y con fines de enseñanza.

Se trabajó en la actualización de la documentación mandatoria y se realizaron cursos de reentrenamiento del personal de operación de acuerdo al programa establecido.

Actividades Regulatorias

Se realizaron dos inspecciones y se renovaron 3 autorizaciones específicas del personal.

REACTOR DE INVESTIGACIÓN RA-6

El RA-6 está operando desde 1982 y se encuentra ubicado en el Centro Atómico Bariloche de la CNEA.

El reactor utiliza elementos combustibles del tipo aluminio-uranio (tipo MTR) con uranio enriquecido al 90% en el isótopo 235 y tiene una potencia autorizada de 500 kW térmicos. Tiene como propósito la investigación, la docencia y la irradiación de materiales.

El exceso de reactividad es de 2,5 en unidad dólar. Las potenciales situaciones accidentales, podrían ocasionar la liberación de parte de los productos de fisión al recinto del reactor y, una fracción de los mismos, al ambiente. Dichas situaciones accidentales, de muy baja probabilidad de ocurrencia, son prevenidas o mitigadas mediante la actuación de los sistemas de seguridad que se detallan en el punto siguiente.

Las dosis en los trabajadores durante la operación normal está limitada por previsiones tomadas en el diseño. Además, se siguen procedimientos de protección radiológica para reducir las dosis ocupacionales tanto como sea razonable, por lo cual las dosis en los trabajadores no superó una fracción del límite anual de dosis.

La instalación genera efluentes líquidos y gaseosos. La actividad de efluentes gaseosos liberada durante 1995 no excedió el 1% del correspondiente límite autorizado de descarga. Con relación a los efluentes líquidos y debido a la ocurrencia de un incidente operativo, se alcanzó el límite autorizado de descarga. Adicionalmente, se generan volúmenes relativamente pequeños de resi-

duos sólidos de actividad media y baja, y líquidos de baja actividad.

La **entidad responsable** es la Comisión Nacional de Energía Atómica, y su **responsable primario** el Licenciado Osvaldo Calzetta.

Sistemas de seguridad

El reactor dispone de un sistema de extinción del núcleo que consiste en un conjunto de cuatro barras absorbentes de neutrones que se mueven mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de suprimirse el aporte de energía eléctrica, se produce la caída de las mismas por gravedad y es necesario sólo una de las cuatro barras para que el reactor pase a una condición subcrítica.

Posee coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos lo que le da un cierto grado de seguridad intrínseca. La instalación posee además una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarla en condiciones poco seguras.

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos escritos, desarrollados de acuerdo a un programa de garantía de calidad, que forman parte de la documentación mandatoria exigida por el ENREN.

La instalación cuenta, además, con un sistema para minimizar emisiones accidentales al ambiente, compuesto por dos subsistemas: uno de contención dinámica y otro de remoción de productos de fisión.

La contención dinámica se logra manteniendo en el interior del recinto del reactor una presión inferior a la presión atmosférica, lo que impediría una eventual fuga de aire contaminado al exterior.

El subsistema de remoción está compuesto básicamente por filtros, conductos, ventiladores y válvulas reguladoras. En operación normal su función es mantener la concentración de radionucleidos en los ambientes de trabajo tan baja como sea razonable e impulsar el aire a través de filtros absolutos, antes de descargarlo al ambiente. En situación accidental, el sistema recircula el aire interior a través de filtros de carbón activado para remover los productos de fisión.

Principales hechos operativos

El RA-6 operó durante 1995 alrededor de 400 horas, en varias irradiaciones cortas, dedicadas a tareas diversas de investigación y docencia.

Se tomaron acciones correctivas para evitar la repetición del incidente operativo que dio lugar a una descarga de efluentes líquidos por encima de lo normal para esa instalación.

Actividades Regulatorias

Se realizó la revisión de los procedimientos de protección radiológica contenidos en la documentación mandatoria exigida por el ENREN y se evaluaron las prácticas de garantía de calidad en la instalación.

Se realizó la revisión del plan de emergencia y se participó en la realización y evaluación del ejercicio de dicho plan.

Se tomó examen de reentrenamiento del personal de operación, contemplado en el programa correspondiente.

El ENREN modificó los límites de descarga de efluentes radiactivos al ambiente debidos al funcionamiento de este reactor. Estos cambios fueron posteriormente introducidos en la licencia de operación de esta instalación.

CONJUNTO CRÍTICO RA-8

El RA-8 se encuentra en avanzado estado de construcción y está ubicado en Pilcaniyeu, provincia de Río Negro.

El conjunto crítico utilizará como combustible uranio enriquecido al 1,8 y al 3,4 % en el isótopo 235 y tendrá una potencia autorizada de 10 W térmicos. Tendrá como propósito, realizar las pruebas relacionadas con la verificación del diseño neutrónico del reactor CAREM (proyecto de una central nucleoelectrica de tipo avanzado que generaría 25 MW eléctricos).

Debido a la baja potencia del conjunto crítico, su inventario radiactivo será muy bajo y consecuentemente el riesgo que implica para el público será despreciable.

Las dosis que podrían recibir los trabajadores no excederían, en condiciones normales, el 1% del límite de dosis establecido en las normas.

Esta instalación no liberaría material radiactivo al ambiente y la cantidad de residuos sólidos que generaría, serían muy escasos y de muy baja actividad.

El diseño, los procedimientos para la operación y los requerimientos adicionales, limitan a un mínimo la probabilidad de ocurrencia de un accidente de criticidad para este conjunto crítico.

Esta instalación no liberaría material radiactivo al ambiente y la cantidad de residuos sólidos que generaría, sería muy escasa y de muy baja actividad.

La **entidad responsable** es la Comisión Nacional de Energía Atómica y su **responsable primario** durante la etapa de construcción es el Ingeniero Rubén Mazzi.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de incidentes el conjunto cuenta con dos sistemas de extinción de la reacción en cadena, redundantes y diversos.

El primer sistema consiste en un conjunto de 13 barras absorbentes de neutrones. La extracción de las barras se realiza mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de suprimirse la alimentación eléctrica, se produce la caída de las barras por acción de la gravedad. A diferencia de los otros reactores y conjuntos críticos, el accionamiento de los mecanismos de movimiento de las barras es hidráulico.

El segundo sistema consiste en la apertura de dos válvulas, que provoca el vaciado rápido del moderador y, consecuentemente, la extinción del proceso de fisión en cadena.

La instalación posee además una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarla en condiciones poco seguras y posee coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos.

Principales hechos operativos

La instalación se encuentra en la etapa de construcción y se tiene previsto iniciar la operación durante 1996.

Actividades Regulatorias

Se realizaron 3 inspecciones a la instalación y se efectuó la revisión del Informe Preliminar de Seguridad.