



CAPÍTULO 4
INSPECCIONES Y EVALUACIONES
DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

CENTRALES NUCLEARES

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

INSTALACIONES RADIATIVAS RELEVANTES

MÁQUINAS ACELERADORAS DE PARTÍCULAS

PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

PRODUCCIÓN DE FUENTES RADIATIVAS

INSTALACIONES PARA IRRADIACIÓN CON ALTAS DOSIS

PLANTAS DE CONVERSIÓN Y FABRICACIÓN
DE COMBUSTIBLES NUCLEARES

ÁREA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

INSTALACIONES MENORES

INSTALACIONES MÉDICAS, INDUSTRIALES Y DE INVESTIGACIÓN
Y DOCENCIA

CAPÍTULO 4

**INSPECCIONES Y
EVALUACIONES DE SEGURIDAD
RADIOLÓGICA Y NUCLEAR**

La ARN en su función de verificar la seguridad radiológica y nuclear de diferentes prácticas e instalaciones radiactivas y nucleares realiza evaluaciones, inspecciones, auditorías y pruebas que permiten controlar el estado y el funcionamiento de las mismas. Esta tarea se desarrolla en forma sistemática durante las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de las instalaciones. Para su ejecución cuenta con un grupo de inspectores y evaluadores que le permiten, en forma autónoma e independiente, fiscalizar el cumplimiento de las normas de seguridad radiológica y nuclear.

El cuerpo de inspectores, formado por profesionales y técnicos especializados y con experiencia sobre las distintas prácticas e instalaciones que fiscalizan, cuenta con instrumental propio que le permite realizar mediciones independientes para corroborar la información proporcionada por los responsables de la instalación o práctica.

Las evaluaciones asociadas a las distintas instalaciones son llevadas a cabo por profesionales con formación específica en las distintas materias relacionadas con la seguridad radiológica y nuclear. Dichos profesionales tienen asimismo capacidad para realizar investigación aplicada relativa a los temas de interés. Cuentan con laboratorios especializados y códigos de desarrollo propio o adquiridos con sus debidas validaciones experimentales.

Las tareas de inspección y evaluación pueden dar lugar a que la ARN emita requerimientos a los responsables de la instalación que imponen correcciones a los procedimientos de operación o a la misma instalación. Los requerimientos efectuados a una instalación pasan a complementar las Autorizaciones o Licencias de Operación y son de cumplimiento obligatorio.

En las secciones siguientes se detallan las inspecciones y evaluaciones, en materia de seguridad radiológica y nuclear, realizadas durante 1998 en:

- ✓ centrales nucleares
- ✓ reactores de investigación y conjuntos críticos
- ✓ instalaciones radiactivas relevantes
- ✓ instalaciones médicas, industriales y de investigación y docencia

En cada caso, en primer lugar se describen los aspectos básicos de las instalaciones bajo control regulatorio, destacándose los sistemas de seguridad de cada una. Previamente, en las dos páginas siguientes se muestra la distribución de instalaciones controladas en todo el país.

Las instalaciones relevantes, bajo control regulatorio en materia de seguridad radiológica y nuclear, y sus distribución geográfica pueden observarse en el siguiente mapa:



La ARN controla desde el punto de vista de la seguridad radiológica y nuclear 1541 instalaciones menores correspondientes a propósitos médicos, industriales y de investigación y docencia. La distribución de estas instalaciones a lo largo del territorio nacional puede observarse en el mapa siguiente:



CENTRALES NUCLEARES

La Argentina cuenta con 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 de la CNA I (335 MW) y de la CNE (600 MW) representan el 5,5% de la potencia instalada en el país y suministran, aproximadamente, el 11,5% 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 N° 1540/94.

REACTOR NUCLEAR: ASPECTOS BÁSICOS

Un reactor nuclear es básicamente un dispositivo que permite mantener en forma controlada y segura reacciones en cadena. En el proceso de la fisión, el núcleo de un átomo de uranio bombardeado por neutrones se "parte o rompe" en dos o más fragmentos, muchas veces radiactivos, liberando algunos neutrones y una gran cantidad de energía. Los neutrones pueden a su vez inducir fisión de otros núcleos de uranio produciendo más fragmentos radiactivos y más neutrones. El reactor normalmente incluye los elementos necesarios para iniciar la reacción de fisión en cadena, mantenerla estable y extinguirla a voluntad. La energía liberada en la fisión es rápidamente transformada en calor dentro la masa de uranio.

Los reactores nucleares son utilizados como herramienta de investigación, como generadores de neutrones para fabricar radioisótopos o como fuente de energía térmica en la generación de electricidad.

Componentes de un reactor nuclear

Un reactor nuclear puede diseñarse y construirse de formas diferentes; sin embargo, casi todos tienen los componentes básicos descritos a continuación.

Núcleo: el núcleo del reactor está constituido por los elementos combustibles, normalmente manojos o placas construidas con materiales resistentes a la corrosión que contienen en su interior un óxido de uranio. Los elementos combustibles están distribuidos geoméricamente dentro del moderador en el denominado recipiente del reactor.

Moderador: en los reactores denominados térmicos, el moderador es la sustancia que frena, sin capturarlos, los neutrones que se producen en la reacción de fisión reduciendo su velocidad hasta valores tales que sea muy probable inducir una nueva reacción de fisión. Hay sustancias que responden bien a estas exigencias: el agua común, el agua pesada (óxido del hidrógeno pesado) y el grafito.

Refrigerante: en cada fisión se libera una importante cantidad de energía, la mayor parte de la cual es energía cinética de los fragmentos de fisión que finalmente aparece en forma de calor en los elementos combustibles. El calor generado en los elementos combustibles debe ser extraído de los mis-

mos, impidiendo su recalentamiento y consecuentemente su fusión. Esto se logra haciendo circular entre ellos un refrigerante que fluye por un circuito, denominado primario, extrayendo el calor del núcleo por convección forzada o natural.

Barras de control: son dispositivos fabricados con materiales absorbentes de neutrones (cadmio, hafnio, etc.) que se insertan o extraen entre los elementos combustibles de modo tal de controlar la potencia del reactor. Son utilizados también con funciones de seguridad para la extinción rápida de las reacciones de fisión.

Reflector: este material rodea al núcleo de modo de mejorar el balance neutrónico ya que permite "recuperar" parte de los neutrones que escapan del núcleo haciéndolos reingresar. Reflectores usuales son agua, agua pesada, grafito y berilio.

Blindaje: aunque no hace al funcionamiento del reactor, no puede dejar de mencionarse el blindaje. La finalidad del blindaje es establecer una protección contra la radiación originada en el núcleo o en otros materiales a consecuencia del funcionamiento del reactor. La función principal del blindaje es la de actuar como barrera para los neutrones y la radiación gamma emitida en la reacción de fisión y el decaimiento de los productos radiactivos producidos en la misma. Los materiales más usados son: hormigón, plomo y agua.

Tipos de reactores

Conjunto crítico: se trata de un reactor cuya potencia, en operación normal, no supera los 10 W, por lo que no es necesario disponer de un refrigerante. Se utilizan para efectuar determinadas verificaciones del diseño de muchos reactores.

Reactor de investigación: se trata de reactores de baja potencia desde los kW a las decenas de MW. Son utilizados para producción de radioisótopos, experimentos físicos, irradiación de materiales con neutrones, etc. Estos reactores requieren refrigerante, el cual por lo general, no está presurizado.

En todos los reactores de investigación argentinos, el moderador es agua común desmineralizada que también cumple la función de refrigerante. El calor generado en el núcleo se disipa finalmente en la atmósfera. Existen en la Argentina 3 reactores de investigación y 3 conjuntos críticos, todos bajo control regulatorio de la ARN. (Véase: Inspecciones y evaluaciones a reactores de investigación en este mismo capítulo).

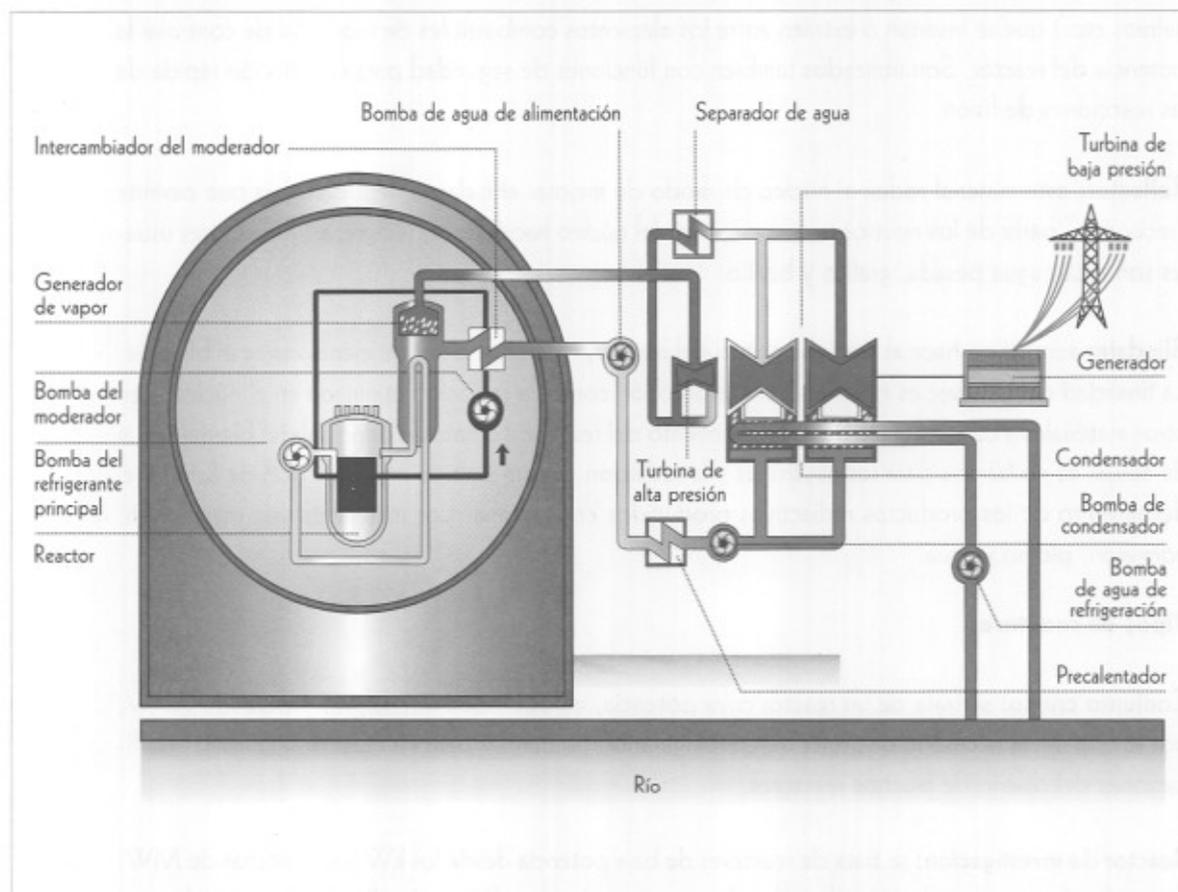
Reactor de potencia: se trata de reactores destinados a la producción de vapor para distintos fines, uno de los más usuales es la producción de energía eléctrica. La potencia de estos reactores suele ser mayor que 1000 MW y normalmente su refrigerante está presurizado. Cuando estos reactores son usados para la producción de energía eléctrica se menciona al conjunto de toda la instalación como central nuclear, esto es, el reactor con todos sus sistemas asociados, las turbinas y los generadores de energía eléctrica.

La central nuclear

Una central nuclear es una central térmica en la que la caldera ha sido reemplazada por un sistema nuclear de generación de vapor. La central nuclear comprende una serie de componentes de gran tamaño que incluyen al recipiente de presión que contiene al núcleo, las bombas principales, los

generadores de vapor, las turbinas y demás sistemas asociados. A continuación se resumen los diferentes tipos de reactores de potencia instalados en el mundo y, en particular, en Argentina.

Esquema básico de la CNA I



Los reactores tipo agua a presión (PWR, sigla de su nombre en inglés) emplean agua común como refrigerante y moderador; el combustible, dióxido de uranio enriquecido aproximadamente al 3,2% en el isótopo uranio 235, en forma de pastillas se envaina en tubos herméticos de una aleación de circonio. Estos tubos, agrupados en manojos, forman los elementos combustibles, que junto al refrigerante y al moderador constituyen el núcleo del reactor, el cual se halla alojado en un recipiente de presión.

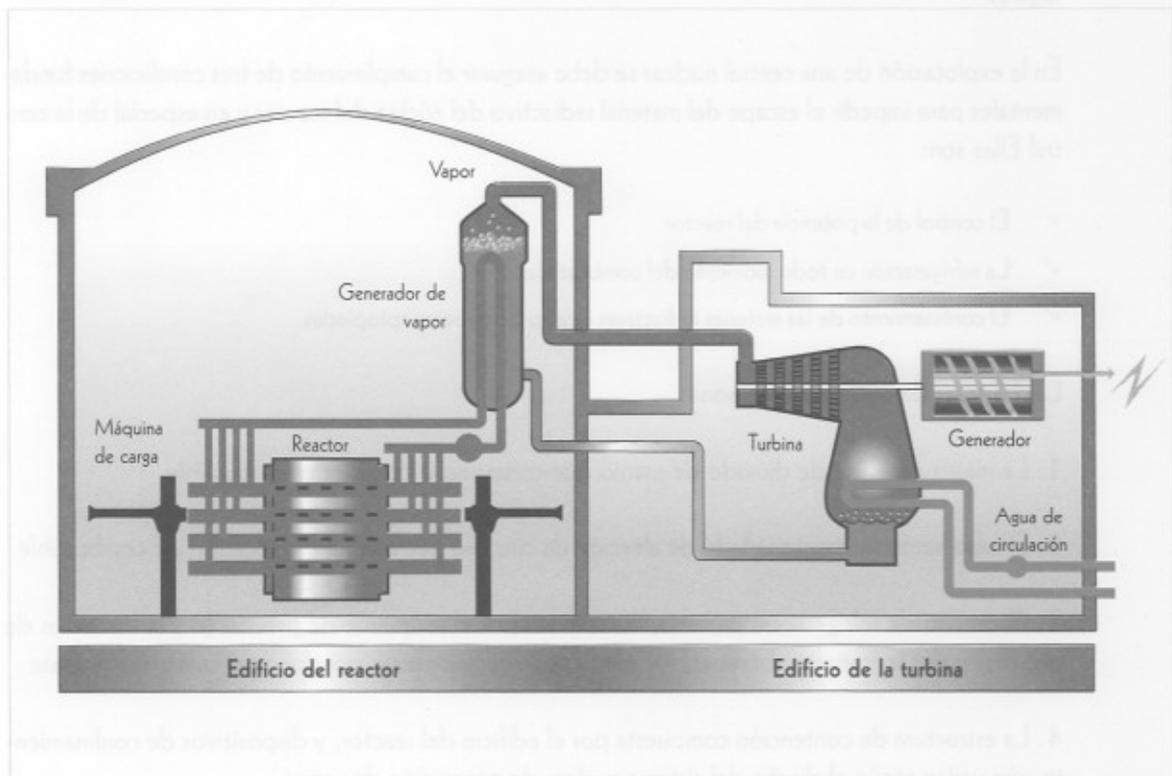
Los elementos combustibles son refrigerados con agua común desmineralizada y tratada químicamente (refrigerante primario), la que es bombeada en circuito cerrado a unos intercambiadores de calor, los generadores de vapor, donde se produce la transferencia del calor al refrigerante secundario (agua). El agua del circuito primario pasa por el interior de los tubos en forma de U de los generadores de vapor. Por el exterior de estos tubos, sin mezclarse con la anterior, circula el agua del **circuito secundario**, que se calienta gracias al calor transportado por el circuito primario convirtiéndose en vapor. El vapor se expande en la turbina haciéndola girar y moviendo el alternador donde se produce electricidad que se envía a la estación de transformación y a la red eléctrica.

En reactores como el de la central nuclear Atucha I (CNA I), esquematizado en la figura anterior, se utiliza como combustible, dióxido de uranio natural (0,7% de uranio 235). Por dicha razón es necesario usar agua pesada -cuya relación de moderación es mayor que la del agua común- como refrigerante y moderador. Estos reactores se caracterizan, además, por tener un sistema moderador independiente del sistema primario de refrigeración; el medio moderador llena el espacio entre los canales que contienen a los elementos combustibles, circula impulsado por bombas propias y a temperatura inferior a la del refrigerador primario.

El circuito recorrido por el agua pesada que atraviesa el núcleo del reactor se llama **circuito primario**. Se trata de un circuito cerrado cuya agua pasa, periódicamente, a través de un sistema de purificación.

Los reactores **CANDU**, tal como el de la central nuclear Embalse (CNE) también utilizan uranio natural y por eso son refrigerados y moderados con agua pesada. Tienen los elementos combustibles confinados en tubos horizontales denominados tubos de presión; por el interior de los cuales circula el refrigerante primario, el cual es bombeado luego a los generadores de vapor. Los tubos de presión están alojados en un recipiente cilíndrico que contiene al medio moderador.

Todos los reactores de agua a presión (Atucha, CANDU, PWR) disponen para regular la presión y el inventario total de agua de un dispositivo compensador de las variaciones de volumen y de presión que se originan en el refrigerante primario, durante el arranque y el funcionamiento del reactor, denominado presurizador. Éste consiste básicamente en un tanque conectado directamente con el circuito primario de transporte de calor, en cuyo interior se mantiene el agua en doble fase, líquida y vapor, gracias a resistencias eléctricas y rociadores de agua fría.



Esquema básico de la CNE

Los reactores de agua en ebullición (BWR, sigla de su nombre en inglés) emplean dióxido de uranio enriquecido al 2,6% en uranio 235 como combustible, y agua común como refrigerante y moderador. Estos reactores se basan en el concepto de ciclo directo, es decir, el vapor es generado en el recipiente de presión y alimenta directamente a la turbina.

Los reactores tipo RBMK (como el reactor de Chernobil) utilizan como combustible dióxido de uranio enriquecido entre un 2,0 y un 2,4% en uranio 235, emplean grafito como moderador y agua común como refrigerante en ciclo directo. Los elementos combustibles están alojados en tubos verticales de una aleación de circonio-niobio, que atraviesan el bloque de grafito. Para refrigerarlos se usa agua común, la cual fluye por los canales impulsada por las bombas principales de recirculación; el resto del ciclo es semejante al de los reactores tipo BWR.

Los reactores refrigerados con gas, tipo Magnox y tipo AGR solo en operación en el Reino Unido usan grafito como material moderador y emplean dióxido de carbono como refrigerante primario.

Seguridad nuclear

La seguridad nuclear, desde los primeros prototipos de reactores de potencia, está basada en el concepto de la defensa en profundidad: la preocupación básica de los diseñadores de las primeras centrales nucleares era que la operación del reactor para la generación de electricidad en las centrales nucleares, conduce a la acumulación en el interior del recipiente que aloja el núcleo de una enorme cantidad de material radiactivo. Prevenir la liberación de dichos materiales al ambiente implica la existencia de barreras de confinamiento y líneas de defensa contra posibles fallas humanas y de los sistemas tecnológicos.

En la explotación de una central nuclear se debe asegurar el cumplimiento de tres condiciones fundamentales para impedir el escape del material radiactivo del núcleo del reactor y en especial de la central. Ellas son:

- ✓ El control de la potencia del reactor
- ✓ La refrigeración en todo momento del combustible
- ✓ El confinamiento de las materias radiactivas dentro de barreras apropiadas.

Las barreras de confinamiento son:

1. La matriz cerámica de dióxido de uranio que compone la pastilla de combustible.
2. El tubo herméticamente sellado de aleación de circonio que contiene las pastillas de combustible.
3. El circuito de refrigeración primario, compuesto por el recipiente de presión (o por los tubos de presión) y por las cañerías: bombas, válvulas y otros componentes por donde circula el refrigerante.
4. La estructura de contención compuesta por el edificio del reactor, y dispositivos de confinamiento que varían según el diseño del sistema nuclear de generación de vapor.

Cumplir con estos requisitos básicos significa consolidar las distintas líneas de defensa.

La primera línea de defensa consiste en mantener la instalación dentro de los límites de operación normal prescritos. Las centrales nucleares se diseñan, construyen y operan con márgenes de seguridad muy conservadores. Por ejemplo es absolutamente imprescindible, aun en parada disponer de refrigeración de los elementos combustibles en el núcleo debido a que a) los materiales radiactivos productos de la fisión, continúan emitiendo radiación por mucho tiempo: más de diez veces su período y b) la energía de la radiación se convierte en calor dentro del combustible, pudiendo llegar a fundirlo.

La segunda línea de defensa comprende los dispositivos y medidas que reaccionarán a una desviación respecto de los límites de explotación normales, causada por falla del equipo o error humano. Esta respuesta puede ser volver a la condición normal de operación o a la extinción de la reacción en cadena. Si en esas circunstancias se produce una interrupción del suministro eléctrico externo de la central se asegura la alimentación eléctrica de los servicios esenciales para refrigerar el reactor en parada mediante la instalación de generadores diesel de emergencia de capacidad y en cantidad suficiente para que al menos 2 de 3 funcionen cuando sea necesario.

La tercera línea de defensa comprende los dispositivos y medidas neutralizarían toda falla de las anteriores líneas de defensa e impediría que una perturbación degenerase en accidente. Si ciertos eventos anormales hacen que las condiciones de operación excedan los límites de seguridad considerados en el diseño, entonces los denominados "sistemas de seguridad" se activan automáticamente. Por ejemplo, si ocurre una falla del sistema de regulación del reactor que implique un incremento anormal de la potencia neutrónica, el sistema de extinción se activa automáticamente de inmediato, introduciendo las barras de control absorbedores de neutrones en el núcleo y detiene al reactor; o, si ocurre una pérdida grande de refrigerante se activa el sistema de refrigeración de emergencia, proveyendo agua en cantidad suficiente para mantener el núcleo enfriado por el tiempo que sea necesario.

La siguiente línea de defensa limitaría la magnitud de un accidente, en caso de producirse, impidiendo que la central resultase gravemente dañada. Si los sistemas de seguridad fallaran en su función de preservar las primeras tres barreras de confinamiento entonces se tendrá la central en estado de accidente, y el próximo nivel de protección comprende las medidas correctivas y de prevención tendientes a evitar la liberación del material radiactivo al ambiente. Tales medidas incluyen procedimientos de emergencia, dispositivos de diagnosis avanzada y otros instrumentos que ayudan al operador de la instalación en la toma de decisiones. El diseño incluso prevé dispositivos especiales para proteger la integridad de la cuarta barrera, tales como sistemas de venteo, de supresión de presión en la contención y de retención de los productos de fisión.

Asimismo, si la sala de control principal se torna inhabitable debido al accidente, se dispone de una sala de control auxiliar, desde la cual es posible continuar operando la central.

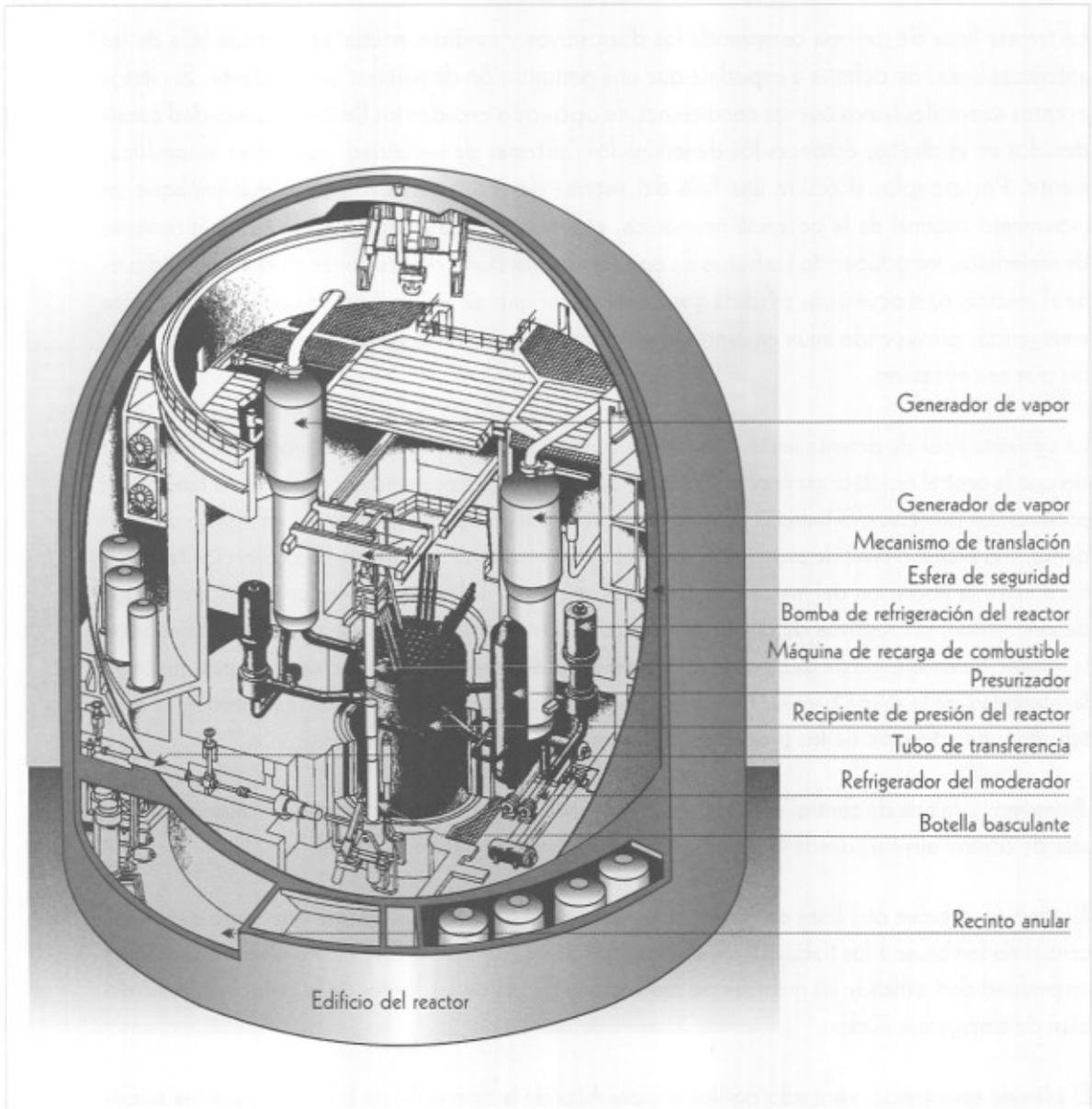
Finalmente se prevé otra línea de defensa para asegurarse de que un accidente que cause daños a la central no los cause a los trabajadores ni a la población circundante. Este último nivel de la defensa en profundidad extiende las medidas de protección más allá de los límites de la central en forma del plan de emergencia nuclear.

El plan de emergencia, encarado por los responsables de la operación de la central y por las autoridades oficiales intervinientes, prevé un conjunto de medidas que deben tomarse rápida y efectivamente para proteger al personal de la instalación, al público y a la propiedad, de los riesgos

radiológicos derivados del accidente. Las medidas incluyen la pronta comunicación a las personas involucradas en el accidente, medición de niveles de dosis, el control de acceso y egreso de la zona potencialmente contaminada, la búsqueda de refugio en viviendas con ventanas y puertas cerradas, la descontaminación de suelos y edificios, y la eventual evacuación de los pobladores.

**Central Nuclear
Atucha I (CNA I)**

La CNA I está situada junto a la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a 7 km de la localidad de Lima, provincia de Buenos Aires, y a 100 km aproximadamente al noroeste de la ciudad de Buenos Aires. El reactor es del tipo recipiente de presión, utiliza uranio natural como combustible y está moderado y refrigerado por agua pesada. Fue a puesto a crítico por primera vez en enero de 1974. El responsable primario de esta central es el Ingeniero Miguel Ángel Joseph.



Corte del edificio del reactor de la CNA I

Características técnicas de la central nuclear Atucha I

Reactor		Datos termodinámicos de diseño	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada (PHWR)	Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,6 MPa
Potencia eléctrica neta nominal	335 MW(e)	Temperatura a la salida de los canales de refrigeración	296 °C
Potencia eléctrica bruta	357 MW(e)	Temperatura de entrada al recipiente de presión	262 °C
Potencia térmica autorizada	1179 MW(t)	Presión de entrada al recipiente de presión	12,2 MPa
Tipo de refrigerante y moderador	Agua pesada		
Núcleo del reactor		Refrigerante primario	
Combustible	Uranio natural: 109 canales ULE: 143 canales Haz c/ 37 barras	Concentración de agua pesada	99,75 D ₂ O en peso
Tipo del elemento combustible		Caudal de medio refrigerante en los canales de refrigeración	20210 t/h
Número de canales	253	Conductividad	4 a 20 μMho
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4	Oxígeno	0,01/0,05 ppm
Longitud del elemento combustible	6180 mm	pD	10,2 a 10,9
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Crud	0,01 a 0,02 ppm
		Li	0,5 a 1,3 ppm
		D ₂ disuelto	0,1 a 0,3 ppm
		Sodio	< 0,01 ppm
		Ácido deuterobórico	< 0,003 ppm

Central nuclear Embalse (CNE)

La CNE es una central nuclear tipo CANDU 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 solo genera energía eléctrica, sino que también produce el radioisótopo cobalto 60 con fines comerciales (aplicaciones médicas e industriales).

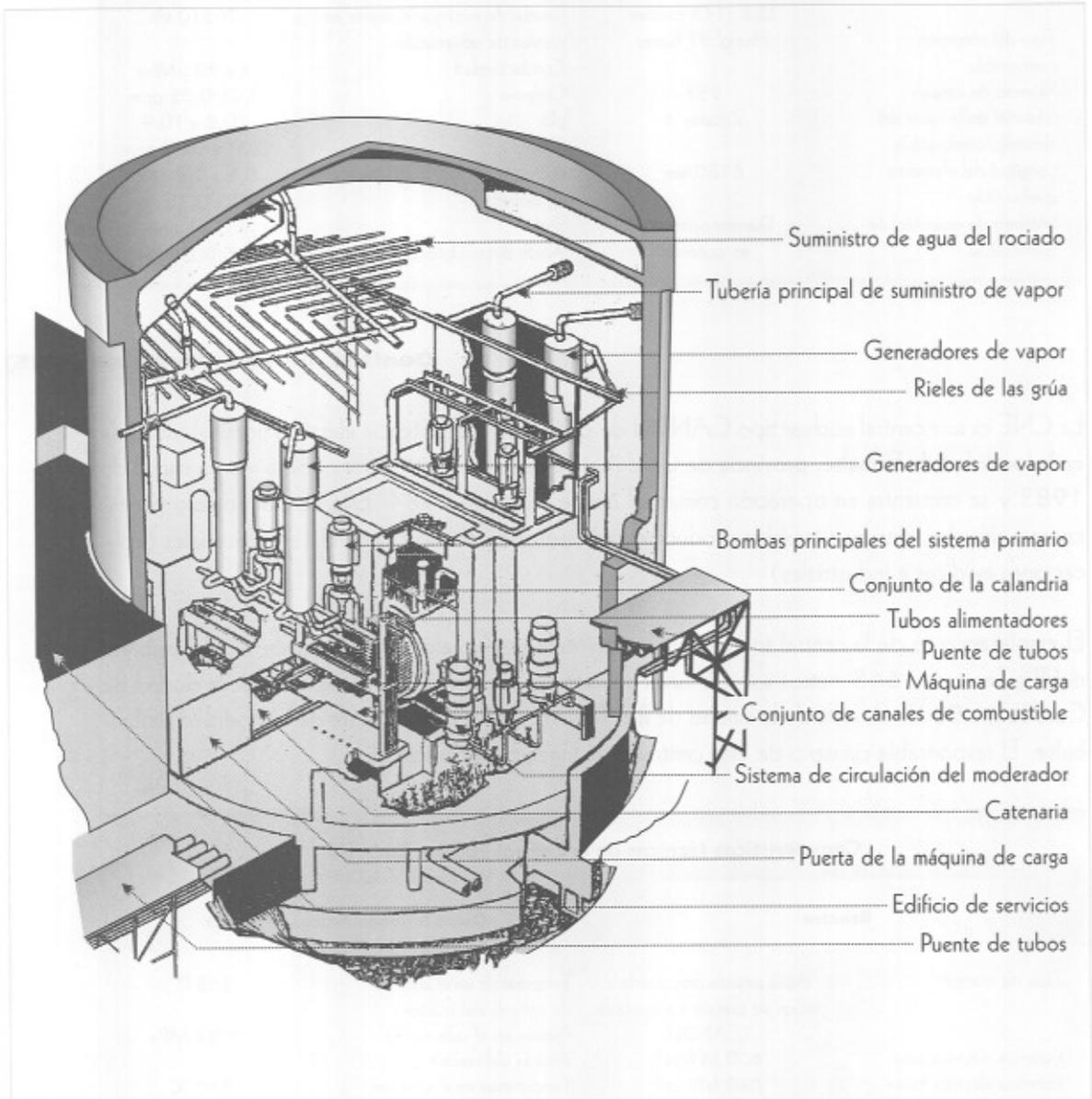
El emplazamiento de la central se ubica en la península de Almafuerde, en la costa sur del embalse del Río Tercero, a 665 metros sobre el nivel del mar. Se encuentra a 110 km al sur de la ciudad de Córdoba, a 25 km al oeste de la ciudad de Río Tercero y a 5 km al sudoeste de la localidad de Embalse. El responsable primario de esta central es el Ingeniero Eduardo Díaz.

Características técnicas de la central nuclear Embalse

Reactor		Datos termodinámicos de diseño	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada y tubos de presión horizontales (CANDU)	Temperatura en el colector de entrada del reactor	268 °C
Potencia eléctrica neta	600 MW(e)	Presión en el colector de entrada del reactor	11,24 MPa
Potencia eléctrica bruta	648 MW(e)	Temperatura en el colector de salida del reactor	310 °C
Potencia térmica autorizada	2015 MW(t)	Presión en el colector de salida del reactor	9,99 MPa
Moderador y reflector	Agua pesada		

Características técnicas de la central nuclear Embalse (continuación)

Núcleo del reactor		Refrigerante primario	
Combustible	Uranio natural	Concentración de agua pesada	> 99,75 D ₂ O en peso
Tipo del elemento combustible	Haz c/ 37 barras	Caudal	32 750 v/h
Número de canales	380	Conductividad	4 a 20 μMho
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4	Oxígeno	0,01 a 0,05 ppm
Longitud del elemento combustible	495 mm	pD	10,6 a 11,2
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Crud	0,01 a 0,02 ppm
		Li	0,5 a 1,3 ppm
		D ₂ disuelto	0,1 a 0,3 ppm
		Sodio	< 0,01 ppm
		Ácido deuterobórico	< 0,003 ppm



Corte del edificio del reactor de la CNE

Central nuclear Atucha II

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 Ángel 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 siguiente tabla se detallan las características técnicas principales de la CNA II.

Características técnicas de la central nuclear Atucha II					
Reactor		Núcleo		Refrigerante primario	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada	Combustible	Uranio natural	Tipo	Agua pesada
Potencia eléctrica neta	693 MW(e)	Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Temperatura a la salida del recipiente de presión	313 °C
Potencia eléctrica bruta	744,7 MW(e)	Número de canal	451	Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,24 Mpa
Potencia térmica	2160 MW(t)			Caudal	37 080 t/h
Moderador y reflector	Agua pesada			Potencia térmica total transferida a los generadores de vapor	1953 MW

CONTROL REGULATORIO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

El objetivo de la actividad regulatoria aplicada al control de las centrales nucleares, es verificar mediante inspecciones y evaluaciones, que las mismas poseen y mantienen un razonable grado de seguridad radiológica y nuclear, cumpliendo como mínimo las normas, licencias y requerimientos regulatorios pertinentes.

La actividad que lleva a cabo la ARN para controlar las centrales nucleares consiste en: análisis de documentación sobre aspectos de diseño y operación, evaluación permanente de la seguridad en operación y de las tareas previstas para las salidas de servicio programadas, y control, a través de inspecciones y auditorías regulatorias, del cumplimiento de la licencia correspondiente.

Los resultados de las inspecciones, evaluaciones y auditorías se encuentran documentados en Informes de Inspección (IN), Informes Técnicos (IT) e Informes de Auditorías. Las acciones regulatorias que se toman sobre la base de esos resultados se reflejan en Requerimientos (RQ), Pedidos de Información (PI) y Recomendaciones (RC) a la entidad responsable de las centrales nucleares.

INSPECCIONES

El propósito de las inspecciones regulatorias es determinar, en forma independiente, el cumplimiento de los objetivos y requerimientos de seguridad. Éstas no eximen a la entidad responsable de su responsabilidad para llevar a cabo sus propias actividades de vigilancia para controlar la seguridad de una central nuclear. Las inspecciones regulatorias constituyen una base importante para la toma de decisiones por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear. El programa de inspección utiliza una serie de metodologías que pueden agruparse en los siguientes ítems:

- ✓ Verificación de procedimientos, registros y documentación
 - La entidad responsable debe documentar cuidadosamente sus actividades y esta documentación constituye una base esencial para el control regulatorio. Entre la documentación utilizada puede mencionarse: procedimientos de prueba, registros de garantía de calidad, resultados de pruebas, registros de operación y mantenimiento y registros de deficiencias o eventos anormales. Esta verificación puede, en algún caso, ser un paso en la preparación de una visita de inspección.
- ✓ Vigilancia
 - El programa de inspección prevé la vigilancia directa de ciertas estructuras, sistemas, componentes, pruebas o actividades, los cuales deben ser directamente observados por los inspectores.
- ✓ Entrevistas con el personal
 - En algunos casos, es fundamental que el inspector se comunique directamente con el personal que supervisa o realiza determinada actividad. Especialmente, cuando ocurre un evento, esta comunicación es imprescindible para realizar la reconstrucción del mismo y evaluar la respuesta del personal.
- ✓ Pruebas y mediciones
 - Esta técnica consiste en la obtención de datos o mediciones en forma independiente. En general se utiliza en forma más difundida en el área radiológica.

Las inspecciones regulatorias se llevan a cabo a través de inspecciones rutinarias y no rutinarias o especiales.

Inspecciones rutinarias

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 cuatro inspectores residentes que la ARN mantiene en las centrales nucleares los cuales, además de desarrollar una inspección continua, proveen un contacto directo con el personal de la instalación interactuando con los grupos de análisis y evaluación. Dichos inspectores residentes realizan inspecciones generales de todas las actividades de la planta que revisten interés regulatorio. Reportan los resultados de su actividad a través de informes mensuales de inspección.

Las áreas a ser cubiertas por las inspecciones rutinarias son: operación, ingeniería y protección radiológica.

Las inspecciones rutinarias referidas a la operación de la central comprenden las siguientes actividades:

Presencia en sala de control

- Revisión directa de la información en los paneles de sala de control principal.
- Verificación de la configuración de los sistemas de la planta.
- Lectura del libro cronológico y descriptivo.
- Verificación del cumplimiento de los límites y políticas de operación.
- Fiscalización de la ejecución de pruebas rutinarias a los sistemas de seguridad.

Inspección en planta

- Inspección de las áreas accesibles de la central incluyendo áreas externas, tal que la totalidad de la planta sea inspeccionada con una frecuencia apropiada de acuerdo con su importancia para la seguridad.
- Verificación del estado de los equipos y sistemas.
- Observación de las condiciones de limpieza general de la planta.

Control de aspectos químicos

- Seguimiento de los controles químicos y radioquímicos. Evaluación de los principales parámetros.
- Revisión del programa de vigilancia química.
- Seguimiento de las alteraciones químicas durante transitorios en la operación de la central.
- Inspección de las calibraciones y del mantenimiento de la instrumentación química.
- Inspección de los laboratorios.
- Control de la documentación correspondiente en Sala de Control Principal.

Seguimiento de maniobras, operaciones y acciones ante incidentes

- Requerir y evaluar información en forma permanente de la ejecución de maniobras tales como: arranques, salidas de servicio o variaciones de carga importantes.
- Ante la ocurrencia de un incidente, realizar la evaluación preliminar de la información.

Las inspecciones rutinarias en el área de Ingeniería, cubren los siguientes aspectos:

- Seguimiento del plan de pruebas rutinarias. Éste se realiza a través de una base de datos en la cual se vuelcan los resultados de éstas, lo cual permite verificar el cumplimiento de las frecuencias de prueba, ocurrencia de fallas y seguimiento de las órdenes de trabajo de mantenimiento correctivo surgidas de la ejecución.
- Modificaciones de diseño.
- Mantenimiento preventivo, predictivo y correctivo.

Las inspecciones rutinarias en el área de protección radiológica comprenden:

- Control diario del libro de novedades de operación, en lo referente a este tema.
- Fiscalización de las tareas ejecutadas en zona controlada.
- Fiscalización de las tareas relacionadas con la gestión de residuos radiactivos.

- Control de las descargas líquidas y gaseosas, verificando que se cumpla con los límites establecidos.
- Inspección de áreas de acceso para visitas.
- Control del personal profesionalmente expuesto. Verificación del control dosimétrico del personal, cumplimiento de los límites aplicables y elaboración, archivo y actualización de los registros dosimétricos.
- Verificación del transporte, manejo, almacenamiento y control de fuentes radiactivas.
- Control del orden y limpieza.

En el caso de una central en la etapa de construcción, las inspecciones rutinarias comprenden:

- Control de las condiciones de almacenamiento y conservación de componentes.
- Fiscalización de las tareas de montaje de equipos y componentes.
- Control de las tareas de mantenimiento y ejecución de pruebas de los equipos y sistemas instalados.

Inspecciones no rutinarias

Las inspecciones no rutinarias o especiales se realizan ante situaciones específicas, o cuando se hace necesario incrementar el esfuerzo de inspección, como en el caso salidas de servicio programadas y no programadas. En estas inspecciones intervienen especialistas en diversos temas de seguridad radiológica y nuclear.

Las inspecciones no rutinarias, referidas a seguridad nuclear o a protección radiológica, constan de las siguientes actividades:

Seguridad nuclear

- Inspecciones de la instalación de componentes o sistemas surgidos de modificaciones de diseño.
- Fiscalización de las pruebas de los sistemas de seguridad, previas a las puestas a crítico del reactor.
- Fiscalización de las inspecciones en servicio.
- Inspecciones de los mantenimientos predictivos, preventivos y correctivos durante los períodos en que la central está fuera de servicio.

Protección radiológica

- Fiscalización de los ejercicios de aplicación del plan de emergencias.
- Monitoreo independiente de efluentes.
- Control dosimétrico independiente, mediante muestreo.
- Control de emisiones de material radiactivo al ambiente.
- Evaluación y verificación del cumplimiento de procedimientos de protección radiológica.
- Control de calibración de equipos de protección radiológica.
- Control de las zonas establecidas para la ejecución de tareas durante paradas programadas: mediciones de tasa de exposición y contaminación, control de barreras físicas.

PRINCIPALES HECHOS OPERATIVOS

Se describen a continuación los principales hechos operativos ocurridos en cada una de las centrales.

Central Nuclear Atucha I

La CNA I tuvo en el año 1998 un factor de carga acumulado de 80,9% y se produjo una salida de servicio no programada.

Los hechos más significativos, que focalizaron la atención de la Autoridad Regulatoria Nuclear, son los siguientes:

Salida de servicio no programada

El 3 de marzo se produjo una salida de servicio debido a la falla del conjunto de sellos de alta presión de una bomba principal (N° 1). Ante esta falla las protecciones de la bomba produjeron la actuación del sistema de parada por barras. La parada no programada se extendió por una semana durante la cual, además de efectuarse el cambio de sellos de la bomba, se realizaron diversas tareas de mantenimiento preventivo y correctivo. Para prevenir este tipo de fallas se han iniciado acciones para reemplazar los sellos por otros de nueva tecnología que posean una mayor vida útil.

Salida de servicio programada

El 2 de julio se produjo una desconexión de una bomba principal (N° 2) por bajo caudal de agua de sellos, con la consecuente salida de servicio de la central por la actuación del sistema de parada por barras. Debido a los daños importantes encontrados en la caja de sellos de esta bomba, se decidió adelantar la Parada Programada que estaba planificada para agosto-setiembre de 1998. Debido a esto se reprogramó la misma, suspendiéndose el recambio de cien canales refrigerantes planificado originalmente. La Parada Programada se extendió por 56 días.

Las fallas mencionadas no tuvieron implicancia en la seguridad de la central.

Otros hechos destacables

Se continuó con el programa de incorporación en el núcleo de elementos combustibles de uranio levemente enriquecido (ULE). La superación del límite de 75 elementos ULE impuesto para el año 1997, requirió del análisis y aprobación de la ARN. Al finalizar el año se habían incorporado 143 elementos de este tipo de combustible.

Comenzaron las tareas de puesta en servicio del Sistema Evaporador de Aguas Residuales. Este nuevo sistema permitirá reducir el volumen de efluentes líquidos.

En el mes de febrero se planeó y efectuó una reducción de potencia al 80% de la potencia nominal durante 24 horas con el propósito de validar un código computacional utilizado para predecir las oscilaciones de xenón durante transitorios de potencia.

Se llevó a cabo la instalación de un sistema de ingreso alternativo de canales al recinto de reactor. Esta modificación, que forma parte del programa para el cambio de cien canales refrigerantes requerido por la ARN, fue evaluada por ésta sin que surgieran objeciones. Las tareas fueron monitoreadas por inspectores de la ARN, OIEA y del ABACC.

Se continuó con el plan de limpieza periódica de los componentes de los sistemas de agua de río de la central, debido a la presencia de moluscos bivalvos. Como solución a este problema que afecta a la central desde el año pasado, se ha completado la ingeniería de detalle de un sistema de incorporación de biocidas.

En el mes de mayo la central debió operar al 80% de su potencia nominal durante nueve días para proceder a la reparación de una de las bombas principales de refrigeración del turbogruppo.

En el mes de octubre fue necesario efectuar una reducción de potencia al 80% de la parada programada nominal durante dos días para llevar a cabo la reparación de una de las bombas del circuito principal del agua de refrigeración.

Central Nuclear Embalse

La central nuclear Embalse tuvo en el año 1998 un factor de carga de 86,7%. Durante el año la central salió de servicio en 4 oportunidades, 3 de ellas en forma no programada.

A continuación se enumeran los hechos más significativos, que focalizaron la atención de la Autoridad Regulatoria Nuclear durante el año:

Salidas de servicio no programadas:

El 29 de mayo se dispuso una salida de servicio para proceder a la reparación de un tubo del sistema de detección de elementos combustibles fallados. Esta parada se prolongó por espacio de cuatro días.

El 27 de agosto se dispuso una salida de servicio para proceder a la reparación de un tubo fallado de un generador de vapor (N° 3). La parada no programada se extendió durante cinco días.

El 3 de octubre se produjo una salida de servicio para proceder al reemplazo de una válvula de purga de vapor del generador de vapor que presentaba pérdidas. No se produjo la actuación de sistemas de seguridad y la salida de servicio se debió a cuestiones operativas. La parada no programada se extendió por aproximadamente cuarenta horas.

Salidas de servicio programadas:

El 25 de octubre se detuvo la central para iniciar la parada programada de 1998. Tal como estaba planificado, la parada duró cinco semanas.

Central Nuclear Atucha II

Se efectuaron las tareas de mantenimiento y conservación de equipos.

Se completó la Ingeniería de detalle para la instalación de la cuarta bomba del sistema de suministro asegurado de agua de río.

AUDITORÍAS REGULATORIAS

Las auditorías regulatorias se realizan a sectores específicos de la organización que efectúan actividades de mantenimiento, garantía de calidad o pruebas repetitivas. La finalidad de dichas auditorías es

realizar una evaluación exhaustiva de la calidad de las tareas realizadas, conforme a lo establecido en la documentación mandatoria. Los resultados se reflejan en requerimientos o recomendaciones a la entidad responsable de la central nuclear.

En resumen, el objetivo de las auditorías regulatorias es examinar el grado de cumplimiento de lo establecido en la documentación mandatoria. Las mismas se planifican, controlan, coordinan y ejecutan para cubrir aspectos organizativos, operativos o de procesos de la central nuclear y están a cargo de un equipo compuesto por tres o cuatro especialistas de la ARN. Para ejecutar la auditoría, se utilizan listas de comprobación adecuadamente preparados. Al cabo de la auditoría el grupo redacta un informe de la misma donde se incluyen: finalidad y alcance de la auditoría, listado de la documentación aplicable y de referencia, conformación del grupo auditor, personal de la central contactado, resumen de los resultados, conclusiones y recomendaciones. La implementación de las recomendaciones mencionadas se verifica a través de Auditorías de Seguimiento.

Se llevó a cabo una Auditoría a las actividades de Mantenimiento Preventivo y Predictivo de la CNA I. El objeto de la mencionada auditoría fue verificar el cumplimiento del programa de mantenimiento preventivo y predictivo definido, programado, ejecutado y controlado por la CNA I. Aunque en general los resultados fueron favorables, se han elaborado, en base a los hallazgos efectuados, algunas recomendaciones. Entre éstas se encuentra la revisión del procedimiento aplicable a la actividad, la elaboración de un procedimiento de control de gestión y mejoras en la asignación de recursos.

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

Inspecciones y auditorías regulatorias a centrales nucleares (días hombre)				
Central	Inspecciones rutinarias	Inspecciones no rutinarias	Auditorías	Total
CNA I	380	140	60	580
CNE	400	210	-	610
CNA II	20	-	-	20
Totales	800	350	60	1210

INSPECCIONES NO RUTINARIAS

A continuación se enumeran las inspecciones no rutinarias efectuadas durante el año 1998 en las centrales en operación.

Se fiscalizaron las tareas realizadas durante la Parada Programada de la CNE entre el 25 de octubre y el 28 de noviembre (IN 439). A continuación se resumen dichas tareas: extracción de barras de cobalto 60, mantenimiento preventivo y correctivo, reposicionado de anillos separadores de tubos de presión, reconfiguración en canales, toma de muestras de tubos de presión, inspección de placas

divisorias de los generadores de vapor 1 y 3, inspección de alimentadores del sistema primario de transporte de calor, reemplazo de válvulas de alivio del condensador-desgasificador, mantenimiento preventivo de playa de 500 kV, inspección y limpieza de tubos del condensador principal e inspección en servicio mediante ensayos no destructivos.

Se fiscalizaron las tareas realizadas durante la Parada Programada de la CNA I (IT 495). A continuación se resumen dichas tareas: reparación de una bomba principal del sistema principal de transporte de calor; inspección de internos del reactor; cambio de canales refrigerantes; modificación de las tapas del generador de vapor; inspección de los tubos del generador de vapor 2; inspección en servicio del recipiente de presión; inspección en servicio de cañerías; modificación de la válvula multivía del sistema de detección y localización de elementos combustibles fallados; revisión del equipo de conmutación; revisión de una bomba del sistema asegurado de suministro de agua de río; cambio de resistencias del presurizador; revisión de grandes motores 6,6 kV (Bombas de alimentación a los generadores de vapor); inspección y retubado de los intercambiadores de refrigeración posterior; revisión del seccionador bajo carga; inspección y limpieza de las cañerías del sistema de agua de río; cambio de amortiguadores de los generadores de vapor; pruebas repetitivas.

En las paradas programadas de ambas centrales se observó un adecuado cumplimiento del programa de la parada y además no se registraron eventos radiológicos relevantes.

Se evaluó y fiscalizó la automatización de la interconexión eléctrica entre la CNA I y la CNA II. Teniendo en cuenta la relevancia de la modificación introducida al sistema de corriente de emergencia con que cuenta la CNA I, la ARN decidió verificar todas las pruebas que se realicen. Para ello se verificó el correcto funcionamiento de la lógica implementada para esta interconexión, y especialmente cuando la misma es sometida a pruebas con tensión. Las pruebas con tensión parciales y total a que fue sometida la interconexión resultaron exitosas (IN 390).

Se realizó el seguimiento de las tareas efectuadas durante las paradas no programadas de ambas centrales, en general, tareas de mantenimiento correctivo o preventivo que han quedado pendientes de paradas programadas anteriores o que han surgido después de éstas. Aunque generalmente son realizadas por los inspectores residentes de la ARN, suele requerirse de inspecciones especiales o no rutinarias (IN 390).

Se fiscalizó el ejercicio anual de aplicación del Plan de Emergencia llevado a cabo en la central CNA I (IN 430). En el ejercicio participó personal de la central, de Defensa Civil de Zárate y de la Gendarmería Nacional. La ARN destinó 10 especialistas al evento, 4 de ellos actuaron en el grupo de intervención de emergencias y 6 en tareas de fiscalización.

EVALUACIONES

Las evaluaciones de la seguridad, constituyen la base de las actividades realizadas para controlar el estado y el funcionamiento de las centrales nucleares. Las evaluaciones proporcionan el soporte técnico para la ejecución de las mencionadas actividades regulatorias y se originan como resultado de las inspecciones, las auditorías, la información proveniente de la ocurrencia de eventos anormales y las enseñanzas aportadas por la experiencia, no solo de la instalación involucrada, sino también de otras instalaciones argentinas y extranjeras. Las tareas de análisis y evaluación son llevadas a cabo por per-

sonal especializado en seguridad radiológica y nuclear, con herramientas informáticas modernas y familiarizados en el uso de códigos de cálculo para validar la documentación suministrada por la entidad responsable.

Las evaluaciones incluyen una revisión sistemática de los posibles modos de falla de las estructuras, componentes y sistemas, y estiman las consecuencias de tales fallas. Una de las más importante es la correspondiente al Informe final de seguridad que debe ser presentado para obtener el licenciamiento de una instalación.

Fundamentalmente en las evaluaciones se aplican dos métodos complementarios: el determinístico y el probabilístico. En el determinístico, los incidentes operativos que han sido tenidos en cuenta en el diseño muestran la respuesta de la instalación y de sus respectivos sistemas de seguridad. Para su análisis se utilizan probados métodos de ingeniería para predecir el curso de los acontecimientos y sus consecuencias y abarcan disciplinas como: análisis termohidráulico, neutrónica, física de reactores, integridad estructural, control de sistemas, y factores humanos. En el probabilístico se evalúan todas las secuencias accidentales posibles y sus consecuencias, se realizan los análisis de confiabilidad (básicamente de los sistemas de seguridad) y se identifica cualquier debilidad de diseño y operación de la central nuclear que podría causar alguna contribución al riesgo radiológico.

A continuación se enumeran las principales actividades de evaluación desarrolladas durante el año 1998 en las centrales Atucha I y Embalse.

Central Nuclear Atucha I

Se evaluó la segunda revisión del Manual de Pruebas Repetitivas de la central. Este Manual es parte de la Documentación Mandatoria, por lo que debe ser sometido a revisión de la ARN cuando es objeto de modificaciones. Se emitieron requerimientos regulatorios que definen el cronograma de actualización del mismo.

Vista panorámica de la Central Nuclear Atucha I



Se elaboró un proyecto de Licencia de Operación de la central teniendo en consideración licencias similares, guías del OIEA, además de la normativa vigente, la experiencia regulatoria y los aspectos regulatorios de la Ley N° 24.804 (IT 441).

Se desarrolló el modelo de elemento combustible y canal refrigerante, para el análisis de transitorios accidentales con el código ICARE2. Se encuentra actualmente en desarrollo la extensión del modelo al núcleo del reactor y al sistema primario de transporte de calor.

Se evaluaron los siguientes eventos ocurridos en la central, utilizando métodos de análisis de causa raíz:

Evento: "Falla del sistema de regulación de volumen del sistema primario de refrigeración del núcleo" (IT 493).

Evento: "Falla de la bomba de sistema primario de refrigeración del núcleo" (IT 494).

Se realizó la evaluación de los procedimientos que la CNA I utiliza durante las crecidas del Río Paraná de las Palmas) resultando los mismos satisfactorios desde el punto de vista de la seguridad (IT 477).

La CNA I implementó, desde el inicio de su operación, un programa de vigilancia del recipiente de presión del reactor con el objeto de evaluar el estado del material debido al daño por irradiación neutrónica. La ARN realiza la evaluación de la aplicación de este programa. Se determinaron los criterios y conceptos fundamentales para realizar la verificación de la resistencia a la fractura frágil del recipiente de presión en los siguientes temas: análisis de los transitorios, determinación del transitorio relevante, datos de la tenacidad a la fractura del material del recipiente, corrimiento de la temperatura de transición de referencia dúctil frágil, reevaluación de la fluencia neutrónica y realización de ensayos no destructivos. Como resultado de las evaluaciones (IT 471; IT 473 e IT 488) se emitieron requerimientos específicos a la central.

Se efectuó el análisis y la evaluación del proyecto "Segundo Sumidero de Calor" para la CNA I remitido a la ARN. La CNA I, como parte de su programa de actualización, lleva a cabo este Proyecto para mejorar su confiabilidad. Consiste en la implementación de un sistema alternativo de enfriamiento en caso de que se interrumpa el sistema de alimentación de agua a los generadores de vapor. De acuerdo a las conclusiones obtenidas (IT 491) la Entidad Responsable deberá presentar un cronograma de ejecución donde se especifique, el avance de la ingeniería conceptual, básica y de detalle, junto con el montaje y la puesta en marcha.

Se constituyó un grupo para realizar la evaluación de la revisión 1 del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de la CNA I. Entre otras tareas se analizaron diversas secuencias accidentales y se revisó el capítulo correspondiente al modelado y cuantificación de acciones humanas.

Se evaluó la documentación para el licenciamiento de la "Fase 3" del proyecto ULE (Uranio Levemente Enriquecido). Este programa iniciado en 1995, consiste en la introducción en el núcleo del reactor de elementos combustibles de uranio levemente enriquecido (0,85% de uranio 235). Además de una mejora económica, el empleo de elementos ULE permitirá optimizar la operación de recambio de combustible. El programa se desarrolla en tres fases: en la primera se introdujeron 12

elementos ULE (1995-1996), en la segunda, 99 (1997 y primera parte de 1998) y al finalizar la tercera se alcanzará el núcleo homogéneo. De acuerdo a las conclusiones de la evaluación, se decidió efectuar controles periódicos con el propósito de verificar la validez de los resultados de los códigos de cálculo utilizados en el proyecto.

Central Nuclear Embalse

Se evaluó el Informe sobre la Optimización de Dosis (Programa ALARA) correspondiente a la Parada Programada de 1997. El Programa, de buen resultado general, debe ser ajustado en los aspectos referidos a su sistematización (IT 482).

Se constituyó un grupo de trabajo para realizar la evaluación de la documentación surgida del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) que está llevando a cabo personal de la CNE. La primera tarea fue la revisión de procedimientos de tipo administrativo elaborados para la ejecución del APS. La segunda tarea fue la revisión independiente del análisis de efectos y modos de falla de los sistemas de agua de servicio, control de presión e inventario, aire de instrumentación, y alimentación eléctrica clase III.

Se realizó la evaluación del evento debido a la falla de un tubo del sistema de detección de elementos combustibles fallados. Como conclusión de esta evaluación, se consideraron adecuadas y suficientes las medidas correctivas y preventivas adoptadas por la central.

Se realizó la evaluación de los resultados obtenidos de la experiencia canadiense sobre el comportamiento de los tubos de presión, en lo que respecta a la tasa de incorporación de hidrógeno. En base a esta evaluación se efectuaron requerimientos y recomendaciones a la central referidas a la realización de nuevos estudios y a medidas preventivas a adoptar hasta que estos estudios fueran finalizados.

DESARROLLO DE HERRAMIENTAS Y TÉCNICAS REGULATORIAS

Se ha continuado con el desarrollo de un simulador de planta con el objetivo de conocer el estado real de la instalación en un momento dado y, conocido este, cuantificar las situaciones de riesgo frente a transitorios originados en operaciones de la misma, tanto en condiciones normales como accidentales. Se completó el modelo matemático del sistema secundario y se procedió a modelar el sistema primario de la planta. Ambos sistemas están acoplados a través de los generadores de vapor, cuyo modelo ha sido terminado (IT 479).

Se inició el proyecto "Investigación de Metodologías para el Análisis de Incidentes en centrales nucleares" coordinado por la OIEA. El objetivo de este proyecto es seleccionar un conjunto de métodos para el análisis de causa raíz de eventos. El proyecto se extenderá por tres años y en esta primera etapa se estudiaron los diferentes métodos y se aplicaron algunos de éstos al análisis de eventos ocurridos en la CNA I (IT 492).

Como parte de un programa de aprovechamiento de la experiencia operativa, y teniendo en cuenta la aplicabilidad en las centrales nucleares argentinas, se seleccionaron y evaluaron los siguientes eventos o hallazgos, obtenidos de la base de datos IRS (Sistema para información de incidentes):

- ✓ Deterioro del Sistema de Parada N° 2 debido a un error de mantenimiento al calibrar una unidad equivocada. Pickering-5. Reactor CANDU.

- ✓ Disparo del Sistema de Parada N° 2 luego de un corte de suministro externo. Point Lepreau. Reactor CANDU.
- ✓ Técnicas de inspección de tubos de Generador de Vapor. Central genérica.
- ✓ Degradación de internos del Generador de Vapor.

Vista panorámica de la Central Nuclear Embalse



Como última etapa del proyecto iniciado en el año 1997, se requirió a las dos centrales nucleares en operación, remitir los valores del primer conjunto de Indicadores de Performance. Desde el cuarto trimestre del año 1998 se lleva a cabo una implementación piloto de este sistema, con el propósito de ampliar o mejorar, si es necesario, el conjunto de indicadores elaborado, antes de su aplicación definitiva. Los Indicadores de Performance constituyen una herramienta regulatoria adicional para evaluar la performance de la planta en diversas áreas que puedan tener influencia en la seguridad.

Se ha firmado un convenio con el OIEA para realizar el desarrollo y mantenimiento del programa PSAPACK. Éste es un conjunto de programas de computación para desarrollar Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) de nivel 1 a centrales nucleares. Se ha utilizado para realizar el APS de la CNA I y será aplicado en la CNE. Actualmente existen tres versiones de dicho programa. La versión 4.3 para DOS se encuentra operativa y es la versión usada en ambas centrales. La versión 4.5 para DOS se encuentra en fase de prueba y presenta varias mejoras con respecto a la anterior. Finalmente la versión 5.0 para Windows 95/98 se encuentra en etapa de desarrollo. Los trabajos realizados han consistido en la realización de correcciones, ajustes y agregado de facilidades solicitadas por los usuarios a la versión 4.3 así como el desarrollo de la versión 4.5 y el delineado de la versión 5.0. Esta última versión además estará orientada para ser usada por los inspectores residentes de la central.

Se requirió a la Entidad Responsable la implementación de dos programas:

- ✓ Programa para el aprovechamiento de la experiencia operativa propia y de la proveniente de centrales extranjeras.
- ✓ Programa para la evaluación del envejecimiento de componentes de las centrales nucleares.

En el marco de un convenio con la Universidad de San Juan, se ha iniciado la segunda etapa del estudio para la evaluación de la confiabilidad de la alimentación eléctrica externa a las centrales nucleares. Esta etapa corresponde al estudio dinámico del sistema eléctrico interconectado nacional -SIN. Para ello se efectuó el estudio de factibilidad que incluye: el análisis y discusión del método de selección de las contingencias a evaluar mediante el método dinámico y selección de contingencias.

Se ha iniciado un proyecto cuyo objetivo es establecer criterios para la evaluación del mantenimiento de las centrales nucleares, tanto en operación normal como durante las paradas programadas. En esta primera etapa, se ha realizado la evaluación de técnicas y métodos de optimización de mantenimiento y se comenzó con la revisión del programa de mantenimiento de las centrales nucleares en operación (IT 496).

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

En nuestro país existen 6 instalaciones, entre reactores de investigación y conjuntos críticos, conocidos como: conjunto crítico RA 0, reactor de investigación RA 1, reactor de producción de radioisótopos e investigación RA 3, conjunto crítico RA 4, reactor de investigación RA 6 y conjunto crítico RA 8.

Los reactores de investigación y los conjuntos críticos son plantas de mediana complejidad tecnológica. Debido a las características de elevada flexibilidad operacional que poseen estas instalaciones, necesaria para los fines para los cuales fueron diseñados, es necesario realizar un estricto control de las mismas y de las prácticas que allí se realizan.

PROGRAMA DE INSPECCIÓN

El objetivo básico de las inspecciones y evaluaciones es verificar si la instalación cumple adecuadamente las condiciones de seguridad radiológica y nuclear impuestas por la normativa básica y específica vigente en el país. Este objetivo se alcanza mediante la verificación del cumplimiento de todos los aspectos establecidos en la documentación mandatoria y los requerimientos emitidos por la ARN. Asimismo se observa el desempeño del personal que opera las instalaciones, quienes poseen Licencias y Autorizaciones Específicas emitidas por la ARN.

Las inspecciones regulatorias a los reactores de investigación y conjuntos críticos se realizan teniendo en cuenta los siguientes aspectos:

Detección Temprana

Durante las inspecciones, y en las evaluaciones de seguridad practicadas, se presta atención al desarrollo de las tareas en la instalación y a la evolución de aquellos parámetros que caracterizan la seguri-

dad, a fin de detectar tendencias que, en el futuro, pudieran afectar la seguridad de la instalación. Cuando corresponde, se emiten requerimientos con el fin de evitar el progreso de tendencias negativas o para corregir desvíos o incumplimientos.

Revisión periódica

En función de la experiencia de inspección, del mejor conocimiento de la instalación y del eventual asesoramiento de especialistas, se analiza si los límites y condiciones establecidos en la Licencia de Operación y los requerimientos particulares continúan siendo pertinentes o se deben modificar.

Planificación

Se realiza una planificación anual de las tareas de inspección. Se tienen en cuenta visitas a las Instalaciones con una frecuencia que es función de los problemas reales o potenciales observados en las mismas.

A continuación de la planificación general mencionada se realiza una más detallada en la cual se indican los temas y aspectos que se observarán en cada una de las visitas.

Prioridad

Los aspectos a inspeccionar se planifican estableciendo un orden de prioridad, que tiene en cuenta la función de seguridad del sistema o componente y los riesgos potenciales asociados al proceso de trabajo, así como las eventuales tendencias o desvíos detectados en las inspecciones previas.

Evaluación de procesos

Cada uno de los aspectos de la instalación a evaluar se analizan teniendo en cuenta sus tres componentes básicos, a saber:

- El componente físico, es decir, el funcionamiento de los sistemas y equipos, y los parámetros físicos asociados.
- Los documentos y procedimientos involucrados en la tarea.
- El factor humano, es decir, la calificación y la actitud hacia la seguridad del personal de operación y mantenimiento involucrados.

Estos tres factores intervienen en todas las tareas con mayor o menor participación de uno u otro, conformando los procesos de trabajo.

El inspector evalúa tanto el comportamiento de los componentes como el proceso en el cual se involucran estos componentes, atendiendo a su impacto en la seguridad.

Participación de especialistas

Toda vez que sea necesario profundizar la evaluación de los aspectos específicos de seguridad de cada instalación, se solicita la participación de especialistas en apoyo a la inspección.

Durante las inspecciones se evalúan diferentes aspectos particulares detallados a continuación:

- Seguridad nuclear.
- Seguridad radiológica.

- Operación.
- Mantenimiento.
- Modificaciones y cambios a sistemas, componentes o procedimientos.
- Orden y limpieza.

Seguridad nuclear

El objeto de la evaluación de este aspecto es el de verificar:

- Que los sistemas de seguridad previstos en la instalación se encuentran operativos.
- Que los sistemas de proceso con funciones de seguridad funcionan adecuadamente.
- Que sean ensayados periódicamente los sistemas de seguridad y que los resultados estén documentados.

Seguridad radiológica

El objeto de la evaluación del programa de protección radiológica que se sigue en cada instalación es el de verificar:

- Si se cumplen las condiciones relativas a exposición radiológica ocupacional establecidas en la Licencia de Operación.
- Si los sistemas y equipos con funciones de protección radiológica funcionan adecuadamente.
- Si se cumple con el código de prácticas de la instalación.
- Si se cumple con el plan de monitoraje de la instalación.
- Si el plan de emergencias se encuentra actualizado, incluyendo las observaciones surgidas del ejercicio anual, que el personal esté capacitado y entrenado y los elementos y equipos de emergencias estén disponibles y en buen estado.
- Si las tareas involucradas en los respectivos procedimientos incluidos en el código de prácticas y en el Plan de monitoraje se realizan con el equipamiento y personal establecido.
- Si las prácticas operativas son adecuadas desde el punto de vista de la seguridad radiológica y si de los registros se puede detectar algún incidente o tendencia negativa.

Operación

El objeto de la evaluación de este aspecto es el de indagar:

- Si se observan los límites y condiciones de operación fijados en la Licencia de Operación.
- Si las prácticas operativas se cumplen de acuerdo a lo establecido en los procedimientos de operación vigentes.
- Si las tareas se realizan con el equipamiento y personal que figura en los procedimientos de operación específicos.
- Si de los registros de operación se puede inferir alguna operación indebida o tendencia negativa.

Mantenimiento

El objeto de la evaluación del mantenimiento de cada instalación es el de determinar:

- Si se cumple el programa de mantenimiento y pruebas periódicas de la instalación (PMPP).
- Si las tareas se realizan de acuerdo a los procedimientos establecidos en el PMPP.

- Si las tareas se realizan con el equipamiento y personal adecuados que figura en el PMPP y en los procedimientos específicos.
- Si se garantiza el correcto funcionamiento de los equipos y sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad, mediante la realización de pruebas y ensayos.
- Si del historial de fallas de los equipos y sistemas se puede inferir alguna tendencia negativa.

Modificaciones y cambios en componentes, sistemas o procedimientos

El objeto de la evaluación de las modificaciones y cambios realizadas o propuestas, es el de determinar:

- Si se han realizado modificaciones en sistemas, componentes o procedimientos que no hayan sido evaluados previamente por el Comité Interno de Seguridad o por la ARN según corresponda, de acuerdo a lo indicado en la Licencia de Operación.
- Para el caso de solicitudes de autorización de modificaciones, el grado de relación del mismo con la seguridad de la instalación verificando "in situ" el proyecto propuesto.
- Durante la ejecución de las modificaciones, verificar si existen apartamientos con respecto a lo previamente autorizado por la Autoridad Regulatoria o evaluado por el Comité Interno de Seguridad, según corresponda.

Orden y limpieza

El objeto de esta evaluación es el de determinar si la instalación se encuentra en un estado adecuado de conservación, orden y limpieza.

INSPECCIONES Y EVALUACIONES

La Autoridad Regulatoria Nuclear controla los reactores de investigación y conjuntos críticos existentes en el país. A continuación se resumen el resultado de las inspecciones y evaluaciones practicadas en cada uno de ellos durante el transcurso del año.

Conjunto Crítico RA O

Ubicación	Facultad de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales. Ciudad Universitaria. Córdoba
Entidad Responsable	Universidad Nacional de Córdoba
Responsable Primario	Ingeniero Francisco Gazzera
Propósito	Investigación y docencia
Potencia	1 (un) W
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Barras cilíndricas
Exceso de reactividad	0,4 en unidad dólar
Operación	Autorización para completar tareas de puesta en marcha, hasta mayo de 1999

Riesgos de la instalación

Al público: Prácticamente nulo. Debido a la baja potencia de operación tiene un inventario radiactivo despreciable. Al personal de la instalación: Posibilidad de irradiación externa por error operativo, cuya prevención está contemplada en el diseño de los sistemas de seguridad, de los blindajes y limitación en el exceso de reactividad. La dosis por exposición laboral normal está limitada por diseño y procedimientos de trabajo a un valor inferior a 1/100 del límite anual autorizado.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de incidentes, la instalación cuenta con dos sistemas de extinción independientes y diversos. La actuación de cualquiera de ambos produce su parada segura. El primer sistema 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. Con sólo la introducción de dos barras, el conjunto pasa a una condición subcrítica segura. El segundo sistema consiste en la apertura de una válvula, que provoca el vaciado rápido del agua que actúa como moderador y como consecuencia se produce la extinción de la reacción en cadena.

Ambos sistemas de extinción actúan ante el pedido de actuación proveniente del sistema de protección que monitorea en forma permanente y redundante los parámetros más significativos que hacen a la seguridad de la instalación.

La instalación posee además una lógica de enclavamiento que limita la posibilidad de operarla en condiciones poco seguras. Al poseer coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío negativos, el conjunto crítico tiene un cierto grado de seguridad intrínseca (1).

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos de acuerdo a un Programa de Garantía de Calidad (2).

La instalación está provista de los sistemas de seguridad física necesarios para prevenir el robo, hurto o sabotaje de material fisiónable (3).

Los párrafos (1), (2) y (3) son de aplicación para los reactores RA 1 y RA 4 desarrollados en secciones siguientes.

Tareas de inspección y evaluación

La Entidad Responsable de la operación solicitó durante 1998 la renovación de la autorización de puesta en marcha.

Durante la puesta en marcha la CNEA, en función del convenio existente, completó parte del proyecto de modernización de la instalación. Se reemplazaron los mecanismos de barras de control y se realizaron modificaciones a los blindajes para reducir en forma significativa, durante la operación, la tasa de dosis en la sala de control.

Las tareas regulatorias abarcaron: revisión de la documentación mandatoria y de los procedimientos de puesta en marcha, elaboración y emisión de la correspondiente Autorización, participación de los inspectores "in situ" durante la ejecución de la puesta en marcha no nuclear y nuclear fiscalizando las tareas que se realizaban, emisión de los requerimientos derivados de las tareas mencionadas y participación en la elaboración y fiscalización del ejercicio del plan de emergencia. Se realizaron 3 inspecciones regulatorias durante 1998.

Reactor de investigación RA 1

Ubicación	Centro Atómico Constituyentes
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Ingeniero Hugo Scolari
Propósito	Investigación, docencia y ensayo de materiales
Potencia	40 (cuarenta) kW
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Barras cilíndricas
Exceso de reactividad	1,2 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1958 – continúa

Riesgos de la instalación

Al público: Muy bajo debido a que el inventario radiactivo es pequeño y los eventuales accidentes que podrían ocurrir, no dañarían a las vainas de contención del material combustible.

Al personal de la instalación: Posibilidad de irradiación externa en el caso de un accidente de criticidad, cuya prevención está contemplada en el diseño de los sistemas de seguridad y su mitigación por los blindajes. La dosis por exposición laboral normal está limitada por diseño y procedimientos de trabajo a un valor inferior a 1/10 del límite anual autorizado.

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. En caso de falla de alimentación de energía eléctrica, se produce la caída de las mismas por gravedad. Con sólo la introducción de dos barras, el conjunto pasa a una condición subcrítica segura.

El sistema de extinción actúa ante el pedido de actuación proveniente del sistema de protección que monitorea en forma permanente y redundante los parámetros más significativos que hacen a la seguridad de la instalación. Se aplican los párrafos (1), (2) y (3) desarrollados para el reactor RA 0 (Véase página 121).

Tareas de inspección y evaluación

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de Operación otorgada el 13 de setiembre de 1994. Se llevaron a cabo 18 inspecciones regulatorias durante 1998, realizándose diversas visitas mensuales a la instalación. Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias y se postergó su ejecución hasta los primeros meses de 1999 por pedido del Responsable Primario. Se produjo un avance significativo en la actualización de la documentación mandatoria, modificando la misma de acuerdo a las observaciones realizadas por la ARN.

Se realizaron reuniones periódicas con autoridades de la Entidad Responsable y con el Responsable Primario para tratar temas derivados de las inspecciones como ser plan de emergencia del centro atómico, organización de operación, comité de revisión técnica, reentrenamiento del personal, modificaciones a la instalación, manual de calidad.

La organización de operación completó el plan de reentrenamiento anual correspondiente al año 1997 realizando la evaluación final. El plan de reentrenamiento correspondiente a 1998, será

completado durante los primeros meses de 1999. Se evaluaron las modificaciones en la facilidad de irradiación de la columna térmica para permitir la irradiación de animales de laboratorio y muestras "in vitro" encuadrados en el proyecto de terapia de absorción de neutrones por compuestos borados.

No se han registrado incidentes operativos que tuvieran consecuencias radiológicas en el público ni en los trabajadores.

Reactor de Investigación RA 3

Ubicación	Centro Atómico Ezeiza
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Licenciado Jorge Quintana Domínguez
Propósito	Producción de radioisótopos para uso medicinal e industrial, investigación, y ensayo de materiales
Potencia	5 (cinco) MW
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Elementos combustibles tipo MTR con 19 placas
Exceso de reactividad	~ 8 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1967 - continúa

Riesgos de la instalación

Al público: La evaluación realizada para el grupo crítico en las condiciones más desfavorables indica que, para las secuencias accidentales previstas, la relación "dosis efectiva - probabilidad anual de ocurrencia" se mantiene dentro de la zona permitida de la curva criterio que establece la norma correspondiente. Al personal de la instalación: Posibilidad de irradiación externa por errores o incidentes operativos, contaminación externa e interna por productos de activación o de fisión durante la operación normal o en situaciones accidentales. La dosis por exposición laboral normal está limitada por diseño y procedimientos de trabajo a un valor inferior a 1/10 del límite anual autorizado.

Sistemas de seguridad

Consiste esencialmente en los sistemas de seguridad, de protección, de confinamiento y de rociados de emergencia.

El sistema de extinción consiste en un conjunto de cuatro barras absorbentes de neutrones que se mueven mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de falla de alimentación de energía eléctrica, se produce la caída de las mismas por gravedad. El reactor pasa a una condición subcrítica segura, aunque no caiga la barra de control de mayor efectividad. El sistema de extinción actúa ante el pedido de actuación proveniente del sistema de protección que monitorea en forma permanente y redundante los parámetros más significativos que hacen a la seguridad de la instalación.

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

Para reducir la probabilidad de eventuales incidentes por errores humanos, se exige que todas las tareas potencialmente riesgosas, se realicen mediante procedimientos de acuerdo a un Programa de Garantía de Calidad.

El Sistema de Confinamiento está compuesto por dos subsistemas, el de la Contención y el de Remoción de productos de fisión. El subsistema de la Contención está compuesto por el edificio y las válvulas de aislación. Su función es la de aislar del medio ambiente la contaminación radiactiva eventualmente generada en una situación accidental. Por acción del sistema de ventilación se mantiene una depresión dinámica en el interior de la contención respecto a la atmósfera, lo que da lugar a una "barrera gaseosa" que impide una eventual fuga de aire contaminado al exterior. El subsistema de la Remoción está compuesto básicamente por filtros, conductos, ventiladores y válvulas reguladoras. En operación normal su función es limpiar el aire de las áreas en la que pudiera existir actividad y mantener los niveles de descarga tan bajos como sea razonable, evitando la superación de los límites. En situación accidental la función es remover, en forma controlada, los productos de fisión que se pudieran haber liberado en el recinto.

El rociador de emergencia consiste en un dispositivo estático que, ante un incidente de vaciado del reactor y potencial peligro de daño de los elementos combustibles por falta de refrigeración, produce una lluvia fina de agua sobre el núcleo, refrigerándolo y evitando su deterioro.

La instalación está provista de los sistemas de seguridad física necesarios para prevenir el robo, hurto o sabotaje de material fisionable, mediante la limitación de acceso. Además de que el área del Centro Atómico Ezeiza está bajo control de la Gendarmería, también lo está el acceso al edificio del reactor.

Tareas de inspección y evaluación

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de Operación otorgada el 25 de febrero de 1994. Se llevaron a cabo 24 inspecciones regulatorias en 1998. Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias y se participó en el desarrollo del mismo.

Se realizaron reuniones periódicas con autoridades de la Entidad Responsable y con el Responsable Primario para tratar temas derivados de las inspecciones como ser gestión de mantenimiento, actualización de la documentación mandatoria, comité de revisión técnica, plan de emergencia del centro atómico, organización de operación, reentrenamiento del personal, modificaciones al circuito primario, manual de calidad. Se participó en el dictado y evaluación del reentrenamiento del personal de operación correspondiente al año 1998.

No se han registrado incidentes operativos que tuvieran consecuencia radiológica en el público ni en los trabajadores.

Conjunto Crítico RA 4

Ubicación	Facultad de Ciencias Exactas, Ingeniería y Agrimensura. Ciudad Universitaria. Rosario
Entidad Responsable	Universidad Nacional de Rosario
Responsable Primario	Agrimensor Carmelo Celauro
Propósito	Investigación y docencia
Potencia	1 (un) W
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Discos homogéneos con moderador de polietileno
Exceso de reactividad	0,4 en unidad dólar
Operación	Desde 1971 – continúa

Riesgos de la instalación

Al público: Prácticamente nulo. Debido a la baja potencia de operación tiene inventario radiactivo despreciable. Al personal de la instalación: Posibilidad de irradiación externa por error operativo, cuya prevención está contemplada en el diseño de los sistemas de seguridad, de los blindajes y limitación en el exceso de reactividad. La dosis por exposición laboral normal está limitada por diseño y procedimientos de trabajo a un valor inferior a 1/100 del límite anual autorizado.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de incidentes el conjunto cuenta con dos sistemas de extinción independientes y diversos. La actuación de cualquiera de ambos produce su parada segura.

El primer sistema consiste en un conjunto de dos barras absorbentes de neutrones solidarias a un resorte espiral, que en estado de reposo, mantiene a las barras introducidas. La extracción de las barras se realiza mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de falla de alimentación de energía eléctrica, se produce la caída de las mismas ayudada por la acción de los resortes. Con la introducción de las dos barras, el conjunto pasa a una condición subcrítica segura. El segundo sistema consiste en la separación del núcleo en dos partes por gravedad ante la pérdida de energía eléctrica. Ambos sistemas actúan ante el pedido de actuación proveniente del sistema de protección que monitorea en forma permanente y redundante los parámetros más significativos que hacen a la seguridad de la instalación.

Se aplican los párrafos (1), (2) y (3) desarrollados para el reactor RA 0 (Véase página 121).

Tareas de inspección y evaluación

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de Operación otorgada el 29 de noviembre de 1983. Se llevaron a cabo 4 inspecciones regulatorias durante 1998. Se participó en el dictado y la evaluación del reentrenamiento del personal de operación y en el examen de licencia de dos operadores y un oficial de radioprotección. Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias, correspondiente al año 1998, y se participó en el desarrollo del mismo. La instalación ha regularizado el envío de la información dosimétrica de acuerdo a lo establecido en la Licencia de Operación.

No se han registrado incidentes operativos que tuvieran consecuencia radiológica en el público ni en los trabajadores.

Reactor de investigación RA 6

Ubicación	Centro Atómico Bariloche
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Licenciado Osvaldo Calzetta
Propósito	Investigación, docencia e irradiación de materiales
Potencia	500 (quinientos) kW
Combustible	Uranio enriquecido al 90% en uranio 235. Elementos combustibles con placas
Exceso de reactividad	~ 2,5 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1982 - continúa



Riesgos de la instalación

Al público: La evaluación realizada para el grupo crítico en las condiciones más desfavorables indica que, para las secuencias accidentales previstas, la relación "dosis efectiva - probabilidad anual de ocurrencia" se mantiene dentro de la curva de criterio que establece la norma correspondiente. Al personal de la instalación: irradiación externa por errores o incidentes operativos, contaminación externa e interna por productos de activación o fisión debidos a la operación normal o a situaciones ac-

cidentales. Dosis por exposición laboral normal, estimada inferior a 1/10 del límite anual limitada por diseño y procedimientos de trabajo.

Sistemas de seguridad

Los sistemas de seguridad de este reactor son similares a los del reactor RA 3 (excepto el sistema de rociado; véase página 123).

Tareas de inspección y evaluación

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de Operación otorgada el 4 de noviembre de 1997. Se llevaron a cabo 6 inspecciones regulatorias durante 1998. Se acordaron los contenidos de los ejercicios del plan de emergencias correspondiente a los años 1997 y 1998 y se participó en el desarrollo de los mismos.

Se evaluaron las modificaciones a la columna térmica y a un haz radial para permitir aplicar la técnica BNCT utilizada para terapia de cáncer con neutrones. Se participó en el dictado y evaluación del reentrenamiento del personal de operación y en el examen de autorización específica de dos operadores. Se realizó el análisis, evaluación y discusión de documentación mandatoria.

No se han registrado incidentes operativos que tuvieran consecuencia radiológica en el público ni en los trabajadores.

Conjunto crítico RA 8

Ubicación	Pilcaniyeu, provincia de Río Negro
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Ingeniero Néstor De Lorenzo
Propósito	Conjunto crítico del reactor CAREM
Potencia	10 (diez) W
Combustible	Uranio enriquecido al 1,8 y al 3,4 en uranio 235. Barra cilíndrica
Exceso de reactividad	Variable y respetando el valor máximo permitido por las normas
Operación	Autorización para completar tareas de puesta en marcha hasta mayo de 1999

Riesgos de la instalación

Al público: prácticamente nulo. Debido a la baja potencia de operación tendrá inventario radiactivo despreciable. Al personal de la instalación: Posibilidad de irradiación externa por error operativo, cuya prevención está contemplada en el diseño de los sistemas de seguridad y de los blindajes. La dosis por exposición laboral normal está limitada por a un valor inferior a 1/100 del límite anual autorizado.

Sistemas de seguridad

A efectos de prevenir la ocurrencia de incidentes el conjunto cuenta con dos sistemas de extinción independientes y diversos. La actuación de cualquiera de ambos produce su parada segura. El primer sistema consiste, actualmente, en un conjunto de 7 barras absorbentes de neutrones que se mueven hidráulicamente. La extracción de las barras se realiza mecánicamente mediante acoplamiento con electroimanes. En caso de falla de alimentación de energía eléctrica, se produce la caída de las mismas por acción de la gravedad. Con las limitaciones actuales de exceso de reactividad y la intro-

ducción de dos barras, el conjunto pasa a una condición subcrítica segura. El segundo sistema consiste en la apertura de dos válvulas, que provoca el vaciado rápido del moderador y como consecuencia la extinción de la fisión en cadena. Ambos sistemas actúan ante el pedido de extinción proveniente del sistema de protección que monitorea en forma permanente y redundante los parámetros más significativos que hacen a la seguridad de la instalación.

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

La instalación está provista de los sistemas de seguridad física necesarios para prevenir el robo, hurto o sabotaje de material fisionable, mediante la limitación de acceso a la instalación. El edificio se encuentra dentro del predio que posee INVAP S.E. en Pilcaniyeu, el que se encuentra con acceso limitado y vigilado en forma permanente.

Tareas de inspección y evaluación

Debido a una decisión de la Entidad Responsable, las actividades previstas para 1998 se interrumpieron durante el primer semestre, retrasando el proceso de licenciamiento de la instalación. Por este motivo la actividad regulatoria fue reprogramada intensificándola en el segundo semestre debido a la reanudación de las actividades. Se realizaron reuniones periódicas con autoridades de la Entidad Responsable y con el Responsable Primario para tratar aspectos relacionados con la continuación del proceso de licenciamiento mediante una renovación de la Autorización de puesta en marcha.

Se realizó una revisión de la documentación mandatoria actualizada y se enviaron las observaciones correspondientes. El responsable primario remitió la versión corregida para su análisis a la ARN. Previo a la renovación de la Autorización de puesta en marcha se realizaron inspecciones "in situ" para verificar la implementación de las modificaciones solicitadas y el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad.

Reactor multipropósito (MPR)

Ubicación	Inshas a 60 km de El Cairo, Egipto
Entidad Responsable	Atomic Energy Agency
Constructor	Diseñado y construido por la empresa INVAP S.E.
Propósito	Producción de radioisótopos, ensayos, investigación y desarrollo de combustibles y materiales para centrales nucleares, producción de silicio dopado, análisis por activación, uso en radioterapia y experimentación en temas de física de reactores.
Potencia	22 MW.
Combustible	Elementos combustibles tipo placas MTR, conteniendo U ₃ O ₈ envainado en aluminio, con un enriquecimiento en uranio 235 del 19,75%
Características	Reactor nuclear experimental de tipo piletta. Posee una columna térmica de grafito y reflector de berilio. El núcleo está moderado y refrigerado por agua desmineralizada con circulación forzada ascendente, mientras que la columna térmica y los reflectores están refrigerados con circulación forzada descendente. En lo que respecta a los sistemas de seguridad cuenta con dos sistemas de extinción diversos e independientes, uno rápido formado por placas absorbentes y otro más lento por inundación, con una solución de nitrato de gadolinio, de las cámaras adyacentes a la chimenea que separa el núcleo del reflector.
Operación	El reactor alcanzó la primera criticidad el 27 de noviembre de 1997. Finalizó la etapa de puesta en marcha en abril de 1998.

La función de la ARN, en lo relacionado al convenio firmado oportunamente con la empresa INVAP S.E., fue asesorar a dicha empresa en temas regulatorios relacionados con la puesta en marcha y el entrenamiento del personal de operación del mencionado reactor. Durante 1998 se participó "in situ" asesorando y fiscalizando en diversas tareas, durante un total de 35 días persona.

La función de la ARN, en lo relacionado al convenio firmado oportunamente con la Autoridad Regulatoria Egipcia, fue asesorar en aspectos relacionados con la Licencia de Operación, Licenciamiento del Personal y Licenciamiento de Dispositivos de Experimentales. Este asesoramiento demandó un total de 15 días persona.

INSTALACIONES RADIATIVAS RELEVANTES

La ARN controla un conjunto de 24 instalaciones relevantes existentes en el país, además de los reactores nucleares, cuyo detalle y distribución geográfica pueden observarse en la página 94. Se trata de instalaciones que, calificadas en esta categoría debido al riesgo radiológico asociado, tienen finalidades diversas tales como: la producción de radioisótopos, la producción de fuentes radiactivas, la esterilización de material médico, la fabricación de combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos. En el Capítulo 2 del presente Informe se describe el proceso de licenciamiento que deben cumplir las instalaciones relevantes, tanto en su etapa de construcción, como de operación y, en casos, hasta su retiro de servicio.

Como parte del control la ARN efectúa inspecciones a dichas instalaciones, cuyo objetivo es verificar el grado de cumplimiento tanto de las condiciones establecidas en las respectivas licencias y autorizaciones de operación como de las normas regulatorias. La inspección en cada instalación es realizada por una comisión integrada, como mínimo, por dos profesionales responsables de llevar a cabo la tarea. Ésta comienza con una fase preparatoria donde se analiza el estado de la instalación, evaluándose la documentación existente tanto en los aspectos correspondientes al plantel de operación como los inherentes a la documentación mandatoria de la instalación. Asimismo se analizan posibles modificaciones que hayan introducido en la instalación y las respuestas técnicas dadas a requerimientos anteriores efectuados por la ARN. Cumplida esta fase de evaluación previa, se planifica la inspección.

Sistemas inspeccionados

Los principales aspectos a controlar en una instalación relevante son:

- ✓ Estado y funcionamiento de los sistemas de seguridad radiológica en la instalación.
- ✓ Registros de dosis ocupacionales.
- ✓ Verificación de las descargas de efluentes líquidos y gaseosos de la instalación.
- ✓ Almacenamiento de desechos líquidos y sólidos.
- ✓ Verificación de los sistemas de detección de incendio y seguridad física.
- ✓ Inventario radiactivo de la instalación.
- ✓ Nivel de contaminación en áreas de trabajo.
- ✓ Tasas de exposición en los diferentes ambientes de trabajo.
- ✓ Estanqueidad en cajas de guantes.
- ✓ Estado de los sistemas de ventilación y de filtros en chimeneas de descarga.
- ✓ Gestión de residuos radiactivos

Requerimientos

Como resultado de la inspección puede observarse el cumplimiento de las condiciones establecidas en la Licencia de Operación y en la normativa vigente o bien un apartamiento en dichas condiciones. En este último caso la ARN elabora, a posteriori de la inspección, requerimientos con plazo de cumplimiento para modificar dicha situación.

La comisión inspectora confecciona un Acta de inspección y en caso de observarse una desviación importante a las condiciones de seguridad de la instalación, emite en ese mismo momento un requerimiento que puede abarcar hasta la suspensión de la operación de la instalación.

Inspecciones especiales

Al cabo de una inspección rutinaria puede surgir la necesidad de efectuar mediciones o evaluaciones específicas. A título de ejemplo pueden mencionarse:

- ✓ Medición de la descarga de efluentes por chimenea.
- ✓ Determinaciones dosimétricas en campos mixtos de radiación.
- ✓ Pruebas en sistemas de seguridad.

En estos casos la comisión inspectora recurre a los grupos especializados de la ARN para realizar las determinaciones necesarias. Se notifica antes a la instalación sobre las tareas que se llevarán a cabo, los tiempos estimados para realizarlas y qué soporte técnico se requerirá en el lugar.

En ocasiones, es la misma instalación quien solicita la colaboración de la ARN para realizar evaluaciones específicas. Esta situación, si bien no configura una inspección, permite profundizar el conocimiento de los procesos y tareas desarrollados y, en última instancia, puede influir en el mejoramiento de las condiciones de seguridad de la instalación.

Frecuencia de inspecciones

En las instalaciones radiactivas relevantes la frecuencia de inspección varía, dependiendo del riesgo asociado y, además, de factores tales como: estado general de la instalación, antecedentes, actividades que se están desarrollando, requerimientos pendientes, etc. Se detalla a continuación el número de inspecciones realizadas por la ARN durante el año discriminadas para cada instalación relevante.

Inspecciones a instalaciones radiactivas relevantes	
Instalación	Número de inspecciones
Acelerador electrostático TANDAR	2
Acelerador lineal LINAC	2
Ciclotrón para producción de radioisótopos	3
Planta de producción de radioisótopos	3
Planta de producción de molibdeno 99	4
Planta de fabricación de fuentes encapsuladas de cobalto 60	5
Planta industrial de irradiación IONICS	3
Planta semi-industrial de irradiación	5

Inspecciones a instalaciones radiactivas relevantes

Instalación	Número de inspecciones
Planta núcleos cerámicos	3
Planta de conversión a dióxido de uranio	3
Fábrica de elementos combustibles CONUAR	3
Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI)	2
Laboratorio de elementos combustibles para reactores de investigación (ECRI)	3
Planta de conversión de hexafluoruro de uranio a óxido de uranio	3
Planta de enriquecimiento de uranio	2
Laboratorio Facilidad Alfa	3
Laboratorio Triple Altura	1
Laboratorio de uranio enriquecido	1
Área de gestión de residuos radiactivos	3
Depósito de material fisionable	3
Irradiador móvil IMCO 20	-
Irradiador móvil IMO 1	-
Planta irradiación de barras (PIBA)	-

MÁQUINAS ACELERADORAS DE PARTÍCULAS

ACELERADOR ELECTROSTÁTICO TANDAR

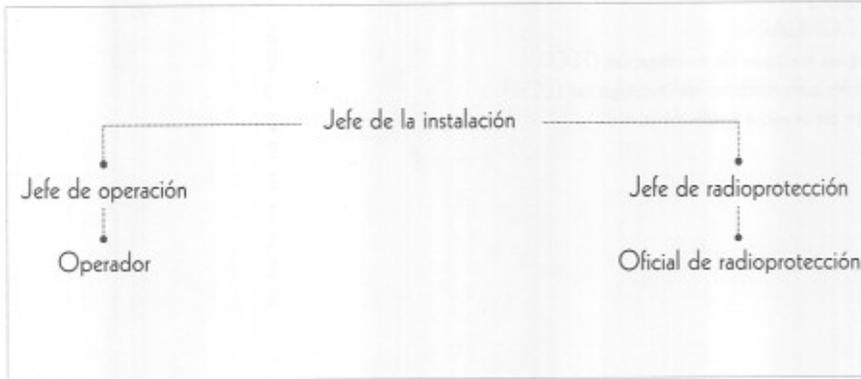
Columna del acelerador Tandar

El acelerador TANDAR (TANDem ARGentino), propiedad de la CNEA y ubicado en el Centro Atómico Constituyentes, es un acelerador electrostático en tandem de 20 megavoltios capaz de acelerar todo tipo de iones desde hidrógeno hasta uranio, lo que permite la realización de un amplio programa de investigación básica en física, biología, medicina y química. En particular, en base a las mediciones de las diferentes reacciones producidas cuando el haz de iones acelerados impacta sobre blancos de distinto tipo, se obtiene valiosa información acerca de la estructura atómica y subatómica de la materia.

Está compuesto por un sistema de tres fuentes generadoras de iones, un sistema de pulsado del haz, un sistema de aceleración de iones, que consiste en una columna de aceleración



de 2,15 m de diámetro y de 34,8 m de altura, incluyendo el terminal de alto voltaje, un sistema de almacenamiento y trasvasamiento del gas aislante que actúa como dieléctrico (hexafluoruro de azufre), el imán analizador, sala de blancos y sistemas de medición y control.



Esta instalación posee Licencia de Operación emitida el 8 de mayo de 1991. Su personal cuenta con licencia y autorización específica. El organigrama de los puestos licenciables se muestra en el esquema adjunto.

En esta instalación el riesgo radiológico está asociado a campos externos de radiación que provienen principalmente de la producción de radiación gamma y neutrones, originados al incidir el haz de iones acelerados sobre partes estructurales del acelerador y blancos en estudio. Los puntos principales que se presentan como fuentes de neutrones son: el terminal de alto voltaje, el imán analizador, los blancos en los cuales el haz puede ser frenado completamente y las terminaciones de las líneas experimentales, donde el haz se frena cuando el blanco es delgado.

Consecuentemente, durante el transcurso de las experiencias, las áreas de irradiación son de restricción total. Las tasas de dosis de radiación gamma y neutrones son medidas en forma continua por detectores de área, cuyas lecturas se observan en la sala de operaciones donde se generan las acciones para las señalizaciones, alarmas y, en casos preestablecidos, el corte del haz.

Las experiencias pueden involucrar reacciones nucleares inducidas por iones livianos o por iones pesados. En el primer caso la generación de neutrones es varios órdenes de magnitud mayor y también superior el riesgo radiológico asociado. Este hecho fue contemplado tanto en las etapas de diseño y construcción (v. g., diseño de blindajes) como en las condiciones de operación, limitándose el tiempo de trabajo con haces de iones livianos en el año.

Se realiza el monitoreo individual de la irradiación externa mediante dosímetros termoluminiscentes de lectura mensual.

Inspecciones

Durante el año se efectuaron 2 inspecciones rutinarias no observándose apartamiento de lo indicado en la documentación mandatoria.

Dado que el acelerador operó a muy bajos valores de corriente, el riesgo radiológico debido a la operación fue muy bajo.

CICLOTRÓN PARA LA PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

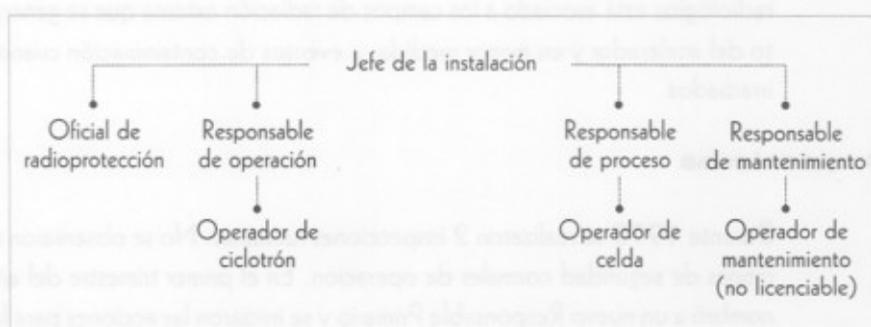
La instalación, propiedad de la Comisión Nacional de Energía Atómica, está ubicada en el Centro Atómico Ezeiza.

El ciclotrón acelera protones hasta 42 MeV con corrientes de hasta 100 μA , destinados a la producción de diversos radioisótopos de período de semidesintegración muy cortos que se utilizan en biología y medicina nuclear, tales como: talio 201, galio 67, yodo 123, flúor 18, indio 111 y otros.

La edificación se compone de un bunker que alberga al ciclotrón, a la línea del haz de radiación y las salas de irradiación de blancos. Alrededor de ellos se encuentran la sala de procesos radioquímicos, los pasillos de ingreso y egreso a las áreas supervisadas y controladas, áreas de mantenimiento y servicios, sala de control y de suministro de energía, talleres y sistema de refrigeración.

La instalación poseía una autorización de puesta en marcha extendida el 23 de mayo de 1997, y fue licenciada en noviembre del año en curso.

El personal que compone el organigrama de operación se encuentra licenciado y con autorización específica en trámite. Los principales riesgos radiológicos son el de irradiación durante la operación del ciclotrón, y el de exposición



a materiales activados de la línea de haz, por el haz de partículas; en particular la irradiación producida por el blanco y el portablanco. El bunker y las salas de irradiación están construidos con paredes exteriores y piso en hormigón de 2,35 g/cm^3 de densidad y 2 m de espesor, mientras que el techo y las paredes interiores tienen un espesor de 1,5 m.

La instalación cuenta con un sistema computarizado de enclavamientos, que evita el acceso a las zonas de irradiación o detiene la operación de irradiación si se ingresa indebidamente.

En la sala de procesos radioquímicos también existen riesgos de contaminación debidos al manipuleo de material radiactivo. Para minimizarlos las celdas de transferencia de blanco y la de procesos operan con una depresión respecto de la presión atmosférica en el exterior equivalente a 10 mm de columna de agua.

Inspecciones

Durante 1998 se realizaron 3 inspecciones rutinarias verificándose fundamentalmente: el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad, los registros mensuales de dosis ocupacionales, el desempeño del personal en las áreas supervisada y controlada y el monitoreo de los campos de radiación.

No se observaron apartamientos de las condiciones de seguridad normales de operación.

Durante el año funcionaron normalmente las celdas de transferencia y procesos radioquímicos y se continuó con la producción semanal de talio 201 y en noviembre se autorizó la realización de dos experiencias preliminares para la determinación de parámetros para la producción de flúor 18.

ACELERADOR LINEAL LINAC

La instalación, propiedad de la CNEA y ubicada en el Centro Atómico Bariloche, está destinada a la irradiación de muestras con fines de investigación básica.

La instalación cuenta con un acelerador lineal que provee un haz de electrones en forma pulsada cuya frecuencia de repetición y ancho de pulso son variables, suministrando partículas con una energía máxima de 25 MeV. El acelerador y los blancos se encuentran alojados en un bunker con enclavamientos que impiden el acceso durante la operación. Desde una consola central se controlan los sistemas de operación y de seguridad.

Este acelerador posee una Autorización de Operación otorgada el 2 de mayo de 1980. El riesgo radiológico está asociado a los campos de radiación externa que se generan durante el funcionamiento del acelerador y en menor medida, a eventos de contaminación cuando se manipulan los blancos irradiados.

Inspecciones

Durante 1998 se realizaron 2 inspecciones rutinarias. No se observaron apartamientos de las condiciones de seguridad normales de operación. En el primer trimestre del año, la Entidad Responsable nombró a un nuevo Responsable Primario y se iniciaron las acciones para la entrega y evaluación de la documentación pertinente, con el fin de reemplazar la Autorización de Operación por una Licencia de Operación, dado el carácter de relevante de esta instalación.

PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

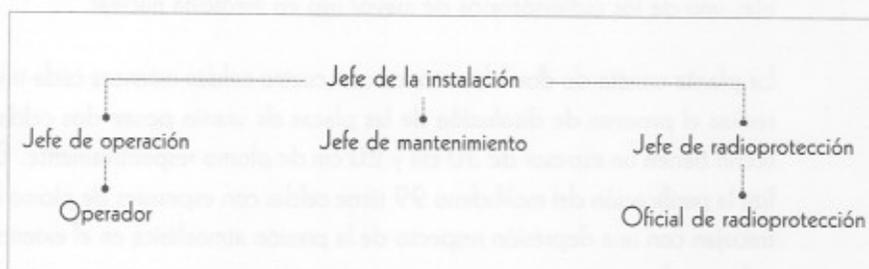
Planta de producción de radioisótopos



Esta planta, propiedad de la CNEA se halla ubicada en el Centro Atómico Ezeiza. Produce y fracciona radioisótopos para uso medicinal, industrial y agropecuario, tales como: el yodo 131 y el molibdeno 99.

La planta está constituida por un conjunto de celdas blindadas y estancas de atmósfera controlada, ubicadas alrededor de un corredor denominado "caliente". Dicho corredor se comunica por uno de sus extremos con el edificio del reactor RA 3, por donde ingresa el material irradiado en dicho reactor, correspondiente a cada proceso de producción. El acceso de personal y equipos se realiza bajo vigilancia radiológica permanente.

La instalación posee Licencia de Operación desde el 5 de mayo de 1993 y el organigrama de posiciones licenciables se muestra en el esquema adjunto.



Los riesgos radiológicos son los inherentes al manipuleo de material radiactivo. Las celdas estancas están blindadas con paredes de plomo, lo que reduce a un mínimo la irradiación de los operadores. Poseen sistemas de ventilación con filtros de alta eficiencia y filtros de carbón activado, para disminuir la emisión de material radiactivo tanto a la atmósfera como al ambiente de trabajo.

En la instalación se lleva a cabo rutinariamente el control radiológico del personal, de las descargas al ambiente, de la concentración de material radiactivo en aire, y de la contaminación superficial en locales del interior de la misma.

Inspecciones

Durante el año se efectuaron 3 inspecciones. A través de las mismas se llevaron a cabo los siguientes controles: muestreo en la chimenea de descarga, muestreo en las áreas de trabajo, control de los registros de dosis ocupacional, desempeño del personal en el área controlada, verificación del estado de los filtros del sistema de extracción y verificación del sistema de detección y extinción de incendios.

El personal de la planta obtuvo la licencia correspondiente a las funciones que desempeña y está gestionando la obtención de las correspondientes autorizaciones específicas.

Durante el año 1997 se requirió una revisión completa del sistema de control de descargas gaseosas. Como consecuencia de las reformas implementadas, las descargas gaseosas en 1998 fueron inferiores al 30% del valor de la restricción indicada en la licencia. Desde fines de noviembre la planta cuenta con un sistema de monitoreo continuo para el control de descargas. Las operaciones de mantenimiento de la planta han incluido las tareas de reacondicionamiento de los tanques destinados al almacenamiento de los residuos líquidos.

Se ha iniciado una actualización de la documentación mandatoria de la instalación contemplando las reformas y mejoras tanto en el diseño como en los procesos.

PLANTA PARA LA PRODUCCIÓN DE MOLIBDENO 99 POR FISIÓN

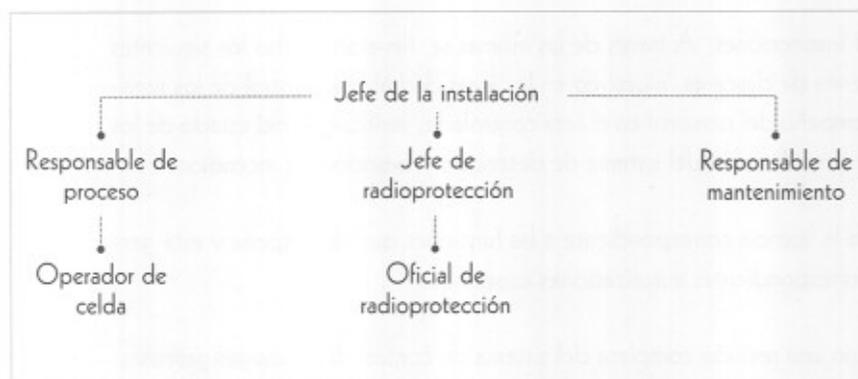
La planta, propiedad de la CNEA, está ubicada en el Centro Atómico Ezeiza. Esta instalación separa, mediante procesos radioquímicos, el molibdeno 99 producto de la fisión del uranio 235. El proceso comienza con la irradiación, en el reactor RA 3, de placas de aleación aluminio/uranio enriquecido al 90% en el isótopo 235, y se completa con un proceso radioquímico que permite separar el molibdeno 99.

El molibdeno 99 es la materia prima para la fabricación de los generadores de tecnecio 99 metaestable, uno de los radioisótopos de mayor uso en medicina nuclear.

La planta consta de dos laboratorios con cuatro celdas estancas cada uno. El laboratorio donde se realiza el proceso de disolución de las placas de uranio posee dos celdas cuyas paredes laterales y techo tienen un espesor de 30 cm y 20 cm de plomo respectivamente. El laboratorio donde se realiza la purificación del molibdeno 99 tiene celdas con espesores de plomo de 20 cm. Todas las celdas trabajan con una depresión respecto de la presión atmosférica en el exterior equivalente a 20 mm de columna de agua.

La instalación posee dos sistemas de ventilación separados: uno exclusivo para las celdas de disolución del uranio 235 irradiado y extracción del molibdeno, y otro para el laboratorio en el que se encuentran dichas celdas. Ambos sistemas cuentan con filtros de aerosoles de alta eficiencia, y el sistema correspondiente a las celdas cuenta, además, con filtros de carbón activado. De esta forma las emisiones de material radiactivo al ambiente resultan muy inferiores a los valores establecidos en la Licencia de Operación.

En los laboratorios se mantiene una depresión de 5 mm de columna de agua respecto del resto del edificio y de no menos de 2 mm de columna de agua respecto al recinto que los comunica con el corredor caliente de la planta de producción y con el reactor RA 3.



La instalación cuenta con una Licencia de Operación otorgada el 30 de junio de 1995. Todo el personal cuenta con licencia y autorización específica; las posiciones licenciadas se muestran en el organigrama adjunto.

Los riesgos radiológicos son los inherentes al manejo de material radiactivo producto de la fisión del uranio 235, es decir, irradiación externa e incorporación. Dado que se trabaja con material fisil se establecen límites de masa para evitar accidentes de criticidad.

La instalación no realiza descargas líquidas de material radiactivo al ambiente, ya que los mismos son almacenados en tanques destinados para tal fin, que a posteriori son tratados en el Área Gestión de Residuos Radiactivos del centro atómico.

Celdas de procesos en la planta de producción de molibdeno 99 por fisión



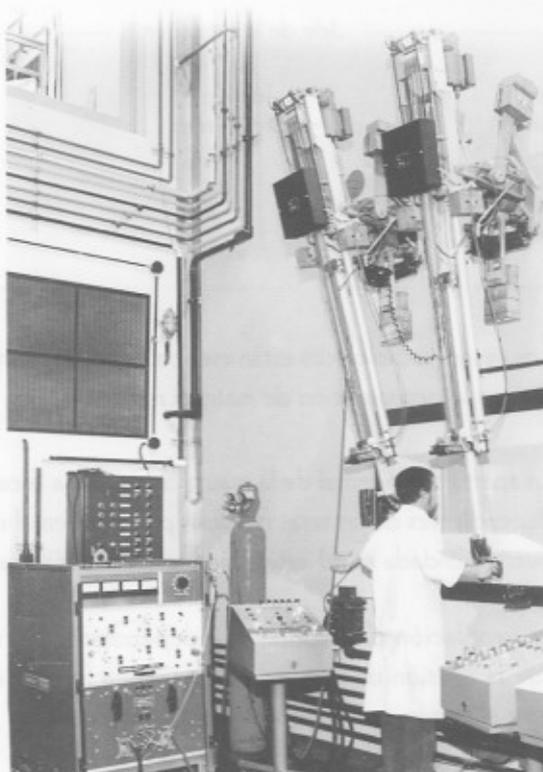
Planta de fabricación de fuentes encapsuladas

El funcionamiento de todos los sistemas que componen la instalación se controlan a través de paneles con señales visuales y acústicas, que reflejan el estado de la planta.

La instalación lleva a cabo rutinariamente la vigilancia de las descargas gaseosas al ambiente, y el control radiológico en las diferentes áreas de trabajo.

Inspecciones

Durante el presente año se efectuaron 4 inspecciones mediante las cuales se verificaron las condiciones de operación y de seguridad fijadas en la Documentación Mandatoria, destacándose: el control de las descargas por chimenea, el inventario de uranio, y el desempeño del personal en las áreas supervisada y controlada.



En enero de 1998 se gestionaron todos los residuos radiactivos líquidos de tanques bajo celdas provenientes de los procesos radioquímicos que se realizan en la instalación.

La instalación ha presentado la documentación para aumentar el inventario de uranio 235 de 1200 g a 3000 g. Dicha documentación incluye la propuesta de la instalación para el almacenamiento de soluciones de uranio en condiciones seguras desde el punto de vista de la criticidad.

PRODUCCIÓN DE FUENTES RADIATIVAS

PLANTA DE PRODUCCIÓN DE FUENTES ENCAPSULADAS DE COBALTO 60

Esta instalación, propiedad de la CNEA, está localizada en el Centro Atómico Ezeiza. Fabrica fuentes encapsuladas de cobalto 60, para utilizarlas en telecobaltoterapia, gammagrafía y plantas de irradiación.

La instalación está compuesta por una celda de 3 m x 3 m x 5,2 m de altura y locales complementarios que ocupan 340 m². Como elemento de blindaje de la celda se utilizó hormigón con espesores en muros, techo y piso de 1,30 m, 0,80 m y 0,40 m respectivamente. La puerta de la celda de 24 toneladas de peso y único acceso para personas y carga se desplaza comandada desde el tablero de control.

La visión se obtiene mediante una ventana de vidrio plomado de 1 m de espesor y las operaciones se desarrollan mediante dos telemanipuladores.



La instalación cuenta con Licencia de Operación extendida el 11 de julio de 1989. Todo el personal cuenta con licencia y autorización específica. Las posiciones licenciables se muestran en el esquema:

Los riesgos radiológicos están esencialmente relacionados con la irradiación externa y en menor medida con la incorporación de material radiactivo.

La apertura accidental de la puerta de acceso a la celda se previene con enclavamientos redundantes dependientes de las tasas de dosis presentes en el recinto blindado. La secuencia de apertura de la puerta blindada es advertida mediante señales visuales y sonoras.

La ventilación de la celda es independiente del resto de los locales y tiene por objeto disminuir la emisión de material radiactivo en forma de polvo o de aerosoles, como así también extraer el ozono que se produce en su interior.

El personal de operación utiliza dosímetros de lectura directa y termoluminiscentes y se efectúa el control rutinario de la contaminación interna por medio de mediciones directas de todo el cuerpo.

El control de la posible contaminación superficial de los sectores de trabajo, debido fundamentalmente a los procesos de fabricación de las fuentes, se realiza mediante la medición de muestras de arrastre superficial tomadas periódicamente en los distintos sectores. También se realiza la determinación del valor de la tasa de dosis equivalente ambiental y del nivel de contaminación del aire.

Inspecciones

Durante 1998 se realizaron 5 inspecciones para verificar si las condiciones de operación y de seguridad se correspondían con las autorizadas en la documentación mandatoria. Principalmente se controlaron: el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad, los valores de contaminación superficial, el desempeño del personal en zonas controladas y supervisadas, los registros de dosimetría personal, el estado de los filtros, y el sistema de detección y extinción de incendios. Se han iniciado las tareas de licenciamiento de la celda de calibración y control de fuentes.

A lo largo del año se completaron las tareas para la descontaminación de la playa de maniobras de la instalación contaminada a raíz de un incidente operativo con un contenedor de cobalto 60, ocurrido en 1997.

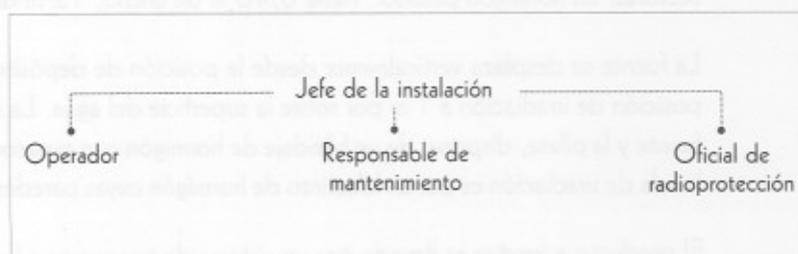
INSTALACIONES PARA IRRADIACIÓN CON ALTAS DOSIS

PLANTA INDUSTRIAL DE IRRADIACIÓN IONICS S.A.

Esta planta, propiedad de la empresa Ionics S.A., está ubicada en el partido de Tigre, provincia de Buenos Aires. El predio ocupa una superficie de 7385 m². Está destinada a la irradiación de productos de uso biomédico para su esterilización, y de alimentos o productos farmacéuticos con la finalidad de mejorar sus propiedades.

La instalación posee fuentes de cobalto 60 cuya actividad máxima de diseño es de 37 PBq. El sistema porta fuentes se encuentra alojado en el fondo de una pileta de 6 m de profundidad que contiene agua desmineralizada como blindaje. Se desplaza verticalmente desde la posición de depósito en el fondo de la pileta hasta su posición de irradiación a 1 m por sobre la superficie del agua. La sala de irradiación que contiene las fuentes y la pileta, dispone de un blindaje de hormigón con espesores cercanos a los 2 m. El acceso a la sala de irradiación es por un laberinto de hormigón cuyas paredes tienen entre 0,50 m y 1,50 m de espesor. El producto a irradiar es llevado por un sistema de transporte a la sala de irradiación.

La instalación cuenta con una Licencia de Operación otorgada el 26 de diciembre de 1996. El personal que compone el organigrama de operación se encuentra licenciado.



El principal riesgo es la irradiación externa de personas por ingreso al recinto con la fuente en posición de irradiación.

Se han previsto por diseño sistemas de seguridad que impiden la entrada o permanencia de personas en zonas donde existe el peligro de irradiación externa y que provocan el descenso automático de la fuente de irradiación a posición segura de depósito en el fondo de la pileta para cuando se produzca el ingreso de personas al recinto de irradiación.

Todas las posiciones que la fuente recorre desde la inferior -de depósito- hasta la superior -de irradiación-, se encuentran señalizadas en consola por sistemas visuales. También existen sistemas visuales indicadores del nivel de agua de la pileta.

Un sistema de ventilación compuesto por dos extractores de aire permite mantener los niveles de ozono en el recinto de irradiación dentro de los valores admisibles.

El plan de monitoreo de áreas incluye mediciones periódicas de tasa de la dosis equivalente ambiental en diferentes zonas y el control de la contaminación del agua. El personal de operación utiliza dosímetros individuales termoluminiscentes.

Inspecciones

Durante el año se realizaron 3 inspecciones en la cual se verificó principalmente: el adecuado funcionamiento de los diferentes sistemas de seguridad, el nivel de agua de la pileta, los registros de dosis personales y las operaciones efectuadas en relación con la recarga de la fuente.

Durante el segundo semestre de 1998 se ha iniciado la revisión de la documentación mandatoria que posee la instalación, para su actualización.

PLANTA SEMI-INDUSTRIAL DE IRRADIACIÓN

La planta, propiedad de la CNEA y ubicada en el Centro Atómico Ezeiza, emplea fuentes radiactivas de alta actividad, para la esterilización de productos farmacéuticos y biomédicos y la conservación de alimentos.

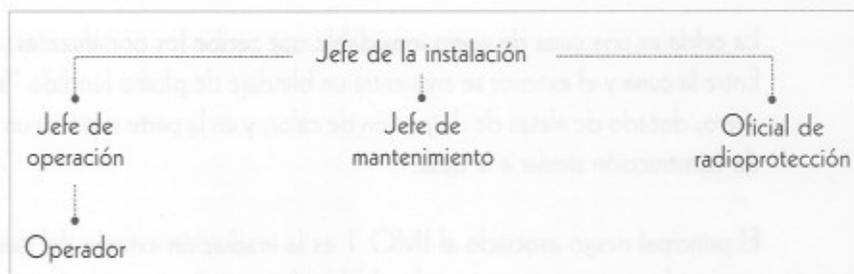
Está constituida por la fuente de irradiación, sus mecanismos de movimiento, una pileta de 6 m de profundidad que contiene agua desmineralizada como blindaje destinada a alojar la fuente, el recinto de irradiación con los medios de protección biológica y el sistema de transporte del producto a irradiar.

La cámara de irradiación ha sido diseñada para una actividad máxima de cobalto 60 de 37 PBq. Sus muros y techos se construyeron en hormigón común (máximo espesor 1,80 m) y, en algunos sectores, en hormigón pesado. Tiene 6,40 m de ancho, 12 m de largo y 4 m de alto.

La fuente se desplaza verticalmente desde la posición de depósito en el fondo de la pileta hasta su posición de irradiación a 1 m por sobre la superficie del agua. La sala de irradiación que contiene la fuente y la pileta, dispone de un blindaje de hormigón con espesores cercanos a los 2 m. El acceso a la sala de irradiación es por un laberinto de hormigón cuyas paredes tienen entre 0,50 m y 1,50 m.

El producto a irradiar es llevado por un sistema de transporte a la sala de irradiación.

La instalación cuenta con Licencia de Operación otorgada el 21 de diciembre de 1993. El personal licenciado se indica en el organigrama adjunto.



El principal riesgo radiológico asociado al funcionamiento de la instalación es el de irradiación externa del personal, en caso de acceder al recinto estando la fuente en posición de irradiación. Para minimizar dicho riesgo, la instalación cuenta con sistemas de seguridad asociados a la posición de la fuente. Si la fuente se encuentra en posición de irradiación, la puerta de acceso al laberinto se encierra cerrada, y la presencia indebida de personas en sectores de peligro es advertida por sistemas de detección que producen el descenso automático de la fuente. Asimismo la planta cuenta con sistemas visuales que indican la posición de irradiación de la fuente y el nivel de agua de la pileta.

Un sistema de ventilación compuesto por dos extractores de aire permite mantener los niveles de ozono generado en el recinto de irradiación dentro de los valores admisibles.

La instalación lleva a cabo el control de las dosis individuales de los trabajadores mediante el monitoreo del nivel de radiación en las áreas de trabajo; el monitoreo se efectúa por medio de cámaras de ionización y su posterior confirmación se realiza mediante la lectura de los dosímetros personales.

En febrero de 1998 se incrementó el inventario de cobalto a 18 020 TBq.

Inspecciones

Durante el año 1998 se realizaron 5 inspecciones en las cuales se verificaron principalmente: el adecuado funcionamiento de los diferentes sistemas de seguridad, el nivel de agua de la pileta y los registros de dosis personales.

Se ha iniciado el estudio y generación de documentación para la renovación de la instrumentación relacionada con la operación y la seguridad.

IRRADIADOR MÓVIL IMO 1

La unidad denominada Laboratorio del Irradiador Móvil (IMO 1), perteneciente a la CNEA, se encuentra operando en el Instituto de Investigaciones Biológicas de la provincia de San Juan, irradiando pupas de mosca de la fruta, dentro del Programa Provincial de erradicación de la misma.

Está constituida por un irradiador gamma de cámara de irradiación móvil y fuente fija, montado en un semirremolque carrozado diseñado especialmente para su transporte. La cámara de irradiación mide 30 cm x 40 cm x 30 cm, y desde una sala de control contigua es accionada mediante un sistema hidráulico que permite su desplazamiento vertical entre el punto superior de carga y el inferior de irradiación.

La cámara de irradiación está constituida por dos portafuentes en forma de "U" con capacidad para 94 fuentes, sobre una estructura de acero resistente calculada para evitar deformaciones. La actividad máxima autorizada es de 370 TBq de cobalto 60.

La celda es una cuna de acero inoxidable que recibe los portafuentes, las guías y el portamuestras. Entre la cuna y el exterior se encuentra un blindaje de plomo fundido "in situ" y un revestimiento de acero, dotado de aletas de disipación de calor, y en la parte superior un cabezal de cierre blindado y de construcción similar a la base.

El principal riesgo asociado al IMO 1 es la irradiación externa del personal ocupacionalmente expuesto, lo que se evita por medio del blindaje que éste posee.

El equipo se encuentra adecuadamente señalizado y vallado. La instalación cuenta con procedimientos



de operación, mantenimiento y emergencia. Dispone, además, de un servicio de vigilancia y alarma sonora en caso de apertura no autorizada de alguna de sus puertas. En el organigrama se indica el personal licenciado.

Inspecciones

Durante el año no se registraron incidentes que pudieran afectar la seguridad radiológica.

El irradiador móvil IMO 1 cuenta con Licencia de Operación desde julio de 1997. El personal gestionó sus correspondientes licencias individuales durante 1998.

IRRADIADOR MÓVIL IMCO 20

El equipo irradiador transportable denominado IMCO 20, propiedad del Gobierno de la provincia de Mendoza, fue diseñado y construido por la empresa INVAP S.E. El equipo se utiliza para irradiar pupas de mosca de la fruta.

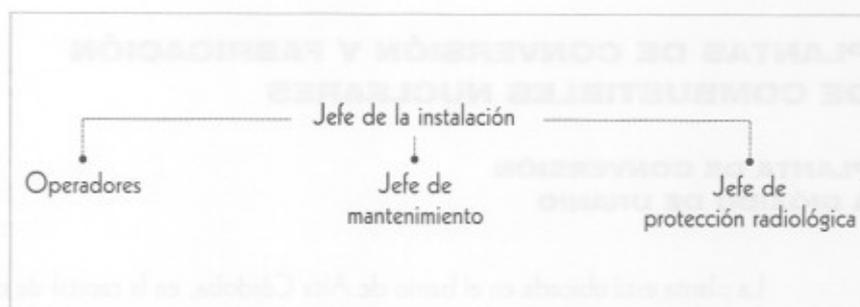
Utiliza 4 fuentes radiactivas de cobalto 60 con una actividad de 190 TBq cada una. Consta de un cuerpo principal que contiene en su centro un alojamiento rectangular para las fuentes radiactivas, ubicada en un plano horizontal. Por encima y por debajo de las fuentes radiactivas se encuentran dos "magazines" de forma paralelepípeda, paralelos y vinculados entre sí, que pueden desplazarse horizontalmente en forma simultánea. En el cuerpo de cada "magazine" se encuentran dos cavidades donde se colocan los productos a irradiar en bandejas. Posee un blindaje calculado para proteger adecuadamente al personal y al público que pudiese permanecer en sus inmediaciones.

La operación del equipo se realiza desde un panel de control, donde se encuentran todos los comandos, incluido un interruptor general para casos de emergencia.

El principal riesgo asociado a este equipo es la irradiación externa del personal ocupacionalmente expuesto. Posee dos monitores de área que activan el sistema de alarma a una tasa de dosis predeterminada, los que actúan en caso de incidentes.

El equipo se encuentra localizado en un terreno ubicado en el Insectario Provincial, adecuadamente señalado y vallado. El sector donde se realiza la operación del irradiador cuenta con sistemas de seguridad que impiden el acceso de personal no autorizado al recinto de irradiación. La instalación tiene un cerco olímpico dentro del Insectario, que a su vez cuenta con otro cerco de similares características. Posee alarma sonora por la apertura no autorizada de alguna de sus puertas y vigilancia permanente.

En marzo de 1998 se otorgó la Licencia de Operación al irradiador móvil IMCO 20. Los operadores se encuentran gestionando sus correspondientes licencias individuales.



Inspecciones

Durante el año no hubo incidentes que pudieran afectar la seguridad radiológica.

PLANTA DE IRRADIACIÓN DE BARROS (PIBA)

Esta planta se construye mediante un convenio entre la CNEA y el gobierno de la provincia de Tucumán. Está ubicada en terrenos del establecimiento depurador de San Felipe, a 8 km al sur de la ciudad de San Miguel de Tucumán.

El propósito de esta instalación es el de pasteurizar el barro proveniente de una planta de tratamiento convencional de efluentes cloacales, que genera barros digeridos en forma anaeróbica con una concentración de sólidos del 3% al 5%. Para ese fin se emplearán campos de radiación generados por una fuente de cobalto 60 con una actividad máxima de 26 PBq.

El sistema está compuesta por un tanque blindado de 6 m³ de capacidad en cuyo interior se alojan las fuentes radiactivas acondicionadas en portafuentes, ubicadas entre dos cilíndricos concéntricos aislados, lo que implica que los barros no estarán en contacto con las referidas fuentes, quedando exentos de contaminación radiactiva. Una vez pasteurizados los barros pasan a un tanque de control bacteriológico y radiológico donde se confirma su inocuidad. A diferencia de otros métodos de pasteurización, como la incineración o el tratamiento térmico, el empleado en la PIBA conserva la materia orgánica (2,5% de nitrógeno), haciendo a estos barros aptos para transformarse en fertilizantes para suelos de cultivo.

El irradiador de la instalación, se encuentra dentro de un blindaje de hormigón armado, con sistema laberíntico, de 1,4 m de espesor, situado a 8 m de profundidad. El sistema cuenta con las siguientes instalaciones auxiliares: tanque de entrada de barros, tanque de salida de barros, sistema de refrigeración, sistema de venteo de gases, bombas de vaciado de pileta, pozo de transferencia y un puente grúa.

Esta planta posee Licencia de Construcción emitida el 22 de noviembre de 1994.

Cuando esta planta opere el riesgo radiológico estará asociado a los campos de radiación externa generados por la fuente de cobalto 60.

Inspecciones

Durante el año no se han registrado avances en la construcción de la instalación. Se continuó con el análisis de la documentación mandatoria pertinente.

PLANTAS DE CONVERSIÓN Y FABRICACIÓN DE COMBUSTIBLES NUCLEARES

PLANTA DE CONVERSIÓN A DIÓXIDO DE URANIO

La planta está ubicada en el barrio de Alta Córdoba, en la capital de dicha provincia. Desde octubre de 1997 es operada por Dioxitek S.A., empresa conformada por la CNEA y Nuclear Mendoza S.E.

Esta instalación está dedicada a la purificación de concentrados comerciales de uranio y conversión de este producto de pureza nuclear en polvo de dióxido de uranio de características físicas y químicas muy particulares. Estas lo hacen apto para la fabricación de pastillas de uranio que se utilizan para ensamblar los elementos combustibles para las centrales de Atucha I y Embalse o utilizarse como materia prima para la Planta de enriquecimiento de uranio de la CNEA. La producción en el período fue de 168 t de dióxido de uranio.

La planta está compuesta por un sector de purificación, donde el concentrado comercial de uranio es disuelto en ácido nítrico, filtrado y purificado mediante mezcladores; y un sector de conversión, donde la solución de uranio, nuclearmente pura es concentrada y precipitado el uranio como cristales de uranil carbonato de amonio. Estos son enviados a un reactor de lecho fluidizado donde por acción de la temperatura y el ambiente reductor de hidrógeno se convierte en dióxido de uranio.

La instalación inició su operación en noviembre de 1982 y continúa trabajando en forma normal, con una capacidad nominal de producción de 150 t de uranio/año. Desde el 15 de junio de 1983 opera con Autorización de Operación que es renovada en forma periódica.

Los riesgos para el personal que trabaja en la instalación están asociados a la posible contaminación interna por inhalación o ingestión de compuestos uraníferos. En los sectores donde se trabaja con polvo de uranio se mantiene la estanqueidad y la depresión de los equipos para impedir fugas indeseadas de aerosoles. Asimismo toda el área de trabajo se mantiene a menor presión de la atmosférica, para evitar la salida de material fuera de la instalación.

En forma sistemática se efectúan determinaciones del contenido de uranio en muestras de orina para evaluar la posible contaminación interna de los trabajadores.

Inspecciones

Durante el año se efectuaron 3 inspecciones rutinarias controlándose principalmente: el monitoreo de uranio en aire y en las superficies de los ambientes de trabajo, la verificación del estado de los fil-

tros de aire, la verificación de las condiciones operativas de planta y las descargas líquidas y gaseosas al ambiente.

Los valores de concentración de uranio en aire durante el presente período productivo fueron un orden de magnitud menores que de los valores admisibles. La contaminación superficial en los muestreos realizados no superó los valores tolerables para la zona de trabajo considerada.

Las descargas de uranio al ambiente fueron: el 61% del valor permitido por la Autorización de Operación de la planta, para líquidos, y el 17% de dicho valor, para aerosoles.

Durante 1998 se le otorgó a la instalación dos autorizaciones para realizar prácticas de mezclado y homogenización de polvo de dióxido de uranio enriquecido al 3,4% en uranio 235, con dióxido de uranio natural, para obtener lotes de óxidos levemente enriquecidos al 0,85% en uranio 235, destinados a la fabricación de elementos combustibles prototipos para la central nuclear Atucha I. Las prácticas se realizaron de acuerdo a lo programado.

En el mes de abril de 1998, se produjo un incidente operacional en el horno de laboratorio, destinado a la caracterización de pastillas combustibles. El mismo consistió en una deflagración originada al producirse la apertura del horno y entrar en contacto el hidrógeno, utilizado como agente reductor, con el aire ambiente. El incidente no originó consecuencias radiológicas.

PLANTA DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO

La Planta de enriquecimiento de uranio, ubicada en el municipio de Pilcaniyeu de la provincia de Río Negro, es propiedad de la CNEA.

El propósito de esta instalación es incrementar el contenido del isótopo uranio 235 que se encuentra en el uranio natural, de 0,72% hasta un valor máximo de 5%, empleando el método de difusión gaseosa. Para cumplir este objetivo el dióxido de uranio es convertido en un compuesto gaseoso (hexafluoruro de uranio). El isótopo más liviano (uranio 235), en base al principio de difusión molecular, atraviesa con más facilidad que los isótopos más pesados una barrera porosa tipo membrana produciéndose un enriquecimiento paulatino en uranio 235.

La planta está conformada por una instalación piloto de ensayo de materiales, equipos y corridas de prueba, denominada Mock Up que consiste en un módulo de 10 unidades difusoras. Posee una Autorización de Operación otorgada el 1º de diciembre de 1993.

El complejo se compone en su totalidad con dos series de cascadas de enriquecimiento (A1 y A2) en la que cada etapa está compuesta por un recipiente donde se encuentra la barrera porosa, un intercambiador de calor, compresores, instrumentación y control, y cañerías de proceso que lo conectan en serie con la etapa anterior y posterior.

Las instalaciones complementarias de la planta son: una planta de ácido fluorhídrico, una planta de conversión de dióxido de uranio a hexafluoruro de uranio, la playa de cisternas de hexafluoruro con un sector de muestreo y pesada, un laboratorio analítico para el control del proceso, el área de descontaminación y mantenimiento e instalaciones de tratamiento de efluentes.

El manejo de los compuestos químicos en la planta de enriquecimiento encierra un riesgo predominantemente toxicológico, asociado a la exposición accidental al hexafluoruro de uranio, al ácido fluorídrico y al fluoruro de uranilo. También existe un riesgo radiológico en casos de contaminación interna con compuestos de uranio.

Para prevenir dichos riesgos los operadores disponen de sistemas de protección respiratoria personal y los recintos de trabajo se encuentran en depresión para evitar fugas de material. La instalación está diseñada y es operada de manera de prevenir la ocurrencia de accidentes de criticidad.

Inspecciones

Durante el año no se efectuaron tareas con material radiactivo en ningún sector de la planta. Se efectuaron 2 inspecciones rutinarias, en las que se tomaron muestras ambientales en los alrededores de la instalación.

FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

La fábrica de elementos combustibles nucleares, operada por la empresa Combustibles Nucleares Argentinos S.A. (CONUAR S.A.), está situada en el Centro Atómico Ezeiza.

Esta planta produce los elementos combustibles para los dos centrales nucleares CNA I y CNE. El proceso de fabricación parte del polvo de dióxido de uranio, y de tubos fabricados con una aleación de circonio, denominada zircaloy 4, producida en la fábrica de aleaciones especiales del Centro Atómico Ezeiza.

En la planta se efectúan los procesos metalúrgicos requeridos para la obtención de las pastillas de óxido de uranio, que consisten en el prensado del polvo para obtener las pastillas y el posterior sinterizado de éstas a 1700 °C, en hornos con ambiente reductor de hidrógeno. Las pastillas sinterizadas son rectificadas para cumplir con las especificaciones de tamaño y posteriormente colocadas en los tubos de zircaloy 4. Estos tubos son cerrados con tapones soldados en ambos extremos y ensamblados en separadores estructurales de zircaloy formando así los elementos combustibles que alimentan a las centrales de potencia. Durante el año se procesaron 173 t de uranio.

La instalación se conforma por los siguientes módulos:

- sector de homogeneización del polvo de UO_2 ,
- sector de prensas para la fabricación de pastillas,
- sector de hornos para el sinterizado de las mismas,
- sector de rectificación de pastillas,
- sector de armado del elemento combustible.
- sector de tratamiento de efluentes

Posee además sectores de almacenaje tanto de la materia prima como del material elaborado, así como laboratorios de caracterización de polvos de dióxido de uranio y para el control de la calidad de la producción.

La instalación opera con una Autorización de Operación actualizada emitida el 1° de diciembre de 1991, renovada periódicamente.

En esta instalación, el riesgo está asociado esencialmente a la incorporación del dióxido de uranio. En el proceso de fabricación de pastillas de óxido de uranio se generan aerosoles y para evitar la presencia de estos en el ambiente de trabajo, la planta cuenta con un sistema captación y retención de las partículas de uranio en suspensión.

Rutinariamente se llevan a cabo monitorajes del recinto de trabajo, determinándose la concentración de uranio en aire y en superficies, para evaluar posibles contaminaciones debidas a pequeñas pérdidas asociadas al proceso de fabricación, fundamentalmente, en la zona de carga de tolvas y de prensado.

Asimismo, se efectúan determinaciones del contenido de uranio en muestras de orina para evaluar la posible contaminación interna de los trabajadores de la planta.

Los desechos líquidos de la instalación, conteniendo uranio, son derivados a una cisterna de donde se bombean a dos decantadores. Para favorecer la precipitación de los sólidos presentes en dichos líquidos se realiza el agregado de floculantes. El líquido así tratado es eliminado cuando su concentración de uranio está dentro de los valores permitidos de descarga al ambiente. El precipitado sólido es tratado como desecho radiactivo.

Inspecciones

En 1998 se realizaron 3 inspecciones durante las cuales se verificaron principalmente la concentración de uranio en aire, la contaminación superficial, los registros asociados al personal que accede a zona controlada, los registros de dosis individuales, el nivel de concentración de uranio en los efluentes líquidos y la eficiencia de los filtros.

Las descargas al ambiente en el año fueron: el 34,8% del valor permitido en la Autorización de Operación, para efluentes líquidos, y el 2,9% de dicho valor, para efluentes particulados.

No se encontraron apartamientos de las condiciones de operación y de seguridad fijados por la documentación mandatoria.

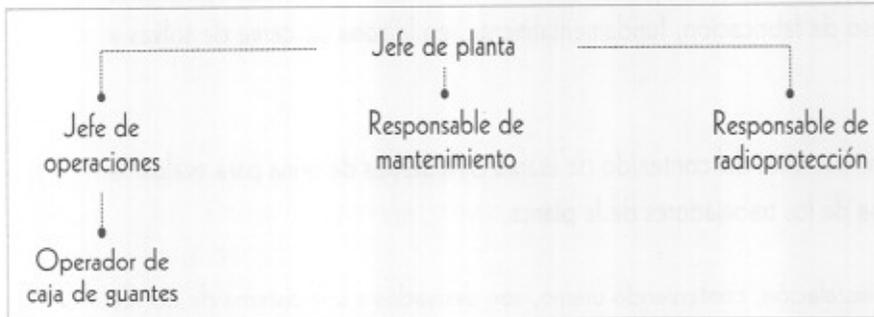
FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES PARA REACTORES DE INVESTIGACIÓN (FECRI)

La fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación, operada por la empresa Combustibles Nucleares Argentinos S.A. (CONUAR S.A.) está ubicada en el Centro Atómico Ezeiza.

Con tecnología provista por el laboratorio de fabricación de elementos combustibles (CNEA), y material proporcionado por la planta de conversión de hexafluoruro de uranio a óxido de uranio (CNEA), esta instalación fabrica elementos combustibles para reactores de investigación, a partir de polvo de U_3O_8 enriquecido al 20% en el isótopo 235 y polvo de aluminio de alta pureza.

La planta cuenta con un área controlada donde se fabrica el núcleo fisil a partir de polvo de U_3O_8 enriquecido al 20% en uranio 235 y polvo de aluminio. Las tareas de pesado, mezclado, homogeneización del óxido de uranio y aluminio, prensado y armado de los conjuntos se efectúa en cajas de

guantes, soldándose las placas combustibles en el mismo sector de área controlada. En el otro sector de la planta, área supervisada, se trabaja con el núcleo fisil encapsulado en aluminio. Allí se laminan en caliente las placas; se realiza un tratamiento superficial para eliminar la capa de óxido producida al efectuar la laminación en caliente, se efectúa una laminación en frío; se radiografía, marca y corta la placa, y se procede al ensamble del elemento combustible.



Esta planta posee Licencia de Operación desde octubre de 1993. El organigrama de los puestos licenciados se muestra en el esquema:

La fabricación de los núcleos fisiles y de los elementos combustibles presentan, para el personal de operación, riesgos de contaminación interna y de irradiación externa, dada la toxicidad del uranio y la posibilidad de un accidente de criticidad respectivamente.

La manipulación del polvo de U_3O_8 es realizada dentro de recintos con confinamiento total, durante las operaciones. Este confinamiento se logra utilizando cajas de guantes mantenidas en depresión con respecto al área de trabajo. Asimismo, el recinto que delimita la zona controlada se mantiene en depresión con respecto al exterior de la planta.

En todas las etapas del proceso de fabricación existen límites de masa del material fisil para asegurar la operación desde el punto de vista de la criticidad. En las etapas que lo permite el proceso, el diseño del equipamiento se realizó para que éste sea subcrítico (seguridad por diseño) y en otras, se logra la seguridad por control administrativo de la cantidad de material presente en la instalación (seguridad por operación).

El plan de monitoreo implementado en esta instalación permite cuantificar el riesgo a que está sometido el personal, estimar la posible incorporación de uranio enriquecido, y, cuando se producen, identificar las causas de una contaminación.

Para lograr estos objetivos se determina la concentración de uranio en el aire, en superficies de los sectores de operación de la planta y en la ropa y objetos de trabajo.

El monitoreo personal se realiza con un monitor portátil, para la determinación de la contaminación superficial. Para la contaminación interna, el control se lleva a cabo en forma rutinaria a través de la determinación de uranio en orina. El control de la irradiación externa se efectúa mediante el empleo de dosímetros termoluminiscentes.

Inspecciones

Durante 1998 se realizaron 2 inspecciones rutinarias no observándose apartamientos de las condiciones fijadas en la documentación mandatoria.

Se verificaron principalmente: los registros de dosis personales, de la contaminación y del ingreso y egreso al área controlada, el inventario del material presente como la estanqueidad de las cajas de guantes, el funcionamiento de los sistemas de alarmas y los procedimientos de operación.

En julio, se produjo un incidente operacional, que consistió en el guillotinado de un núcleo de una placa combustible. Dicho incidente no produjo consecuencias radiológicas.

En noviembre se le otorgó a la instalación una nueva Licencia de Operación, incrementándose la masa de material fisiónable presente en la instalación.

LABORATORIO DE FABRICACIÓN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES PARA REACTORES DE INVESTIGACIÓN (ECRI)

El laboratorio de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación, propiedad de la CNEA, está ubicado en el Centro Atómico Constituyentes.

Esta planta utiliza polvo de óxido de uranio, enriquecido al 20% en el isótopo uranio 235 y polvo de aluminio de alta pureza. Además de los elementos combustibles, esta planta fabrica las miniplacas de uranio que son empleadas para la obtención de molibdeno 99 por fisión.

La planta consta de un conjunto de cajas de guantes (10 módulos), en serie, donde se realizan las siguientes operaciones: recepción del óxido de uranio y polvo de aluminio, trasvase, pesada, homogenización, acondicionamiento, compactado, limpieza de núcleos, control dimensional y pesada y armado de los conjuntos. Los mismos son retirados del sector y en el área supervisada se efectúa la soldadura, laminación en caliente, tratamiento superficial de las placas, laminación en frío, radiografiado, marcado y corte, tratamiento superficial final y ensamble de los elementos combustibles.

La instalación posee Licencia de Operación emitida el 12 de diciembre de 1989, para fabricar elementos combustibles con uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235 y ampliada el 12 de noviembre de 1992 para un enriquecimiento del 90%.

El personal posee licencia y autorización específica, indicándose el organigrama de los puestos licenciados.



La fabricación de elementos combustibles con uranio enriquecido presenta para el personal de operación riesgos de contaminación interna por incorporación de uranio y riesgos de irradiación externa por accidente de criticidad. Para prevenir y minimizar este último riesgo, en todas las etapas del proceso de fabricación existen límites de la masa del material fisil acumulado. Este objetivo se logra por medio de un diseño adecuado (seguridad por diseño) o cuando ello no es suficiente, mediante controles administrativos (seguridad por operación).

Para evitar la contaminación interna de los operadores, la manipulación del polvo de óxido de uranio se realiza en cajas de guantes con confinamiento total. Este confinamiento se logra utilizando cajas estancas mantenidas en depresión respecto al área de trabajo. Asimismo, el recinto que delimita la zona controlada se mantiene a menor presión que la atmosférica, para evitar la salida del material de la instalación.

En forma rutinaria se realiza la evaluación de la contaminación interna del personal, a través de la determinación de uranio en orina. Para el seguimiento de la dosis por irradiación externa se realizan lecturas mensuales de los dosímetros personales.

Inspecciones

Durante el año se realizaron 3 inspecciones rutinarias verificándose principalmente: registros mensuales de dosis ocupacionales, registros de contaminación radiactiva; cantidad de material fisil presente en el sector, depresión en caja de guantes y verificación del estado de los filtros y del sistema de detección y extinción de incendio. No se comprobaron apartamientos a lo indicado por la documentación mandatoria.

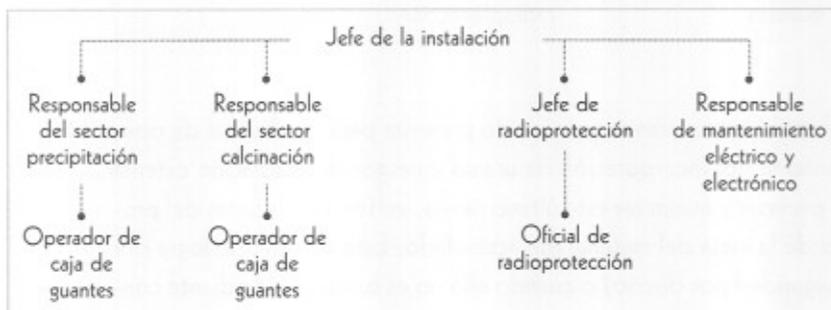
Durante 1998 la planta no operó con material radiactivo. Se instaló nuevo equipamiento en la zona controlada, para continuar el desarrollo de elementos combustibles y miniplacas de siliciuros y aluminuros de uranio enriquecidos al 20% en uranio 235.

PLANTA DE CONVERSIÓN DE UF₆ A U₃O₈

La planta de conversión de hexafluoruro de uranio a óxido de uranio, propiedad de la CNEA, se halla ubicada en el Centro Atómico Constituyentes.

La instalación está destinada a la producción del material necesario para la fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación, partiendo de hexafluoruro de uranio enriquecido al 20% en el isótopo 235. La planta cuenta con dos partes claramente definidas: el sector de precipitación y el sector de calcinación.

En el primero de ellos denominado etapa húmeda se efectúa la extracción del hexafluoruro de uranio por calentamiento, se hidroliza para obtener una solución de fluoruro de uranilo y ésta se hace precipitar como diuranato de amonio. En el sector de calcinación, llamado etapa seca, se efectúa la calcinación y el tratamiento de los polvos (molienda, tamizado y tratamientos térmicos) hasta la obtención del sesquióxido de uranio enriquecido de calidad nuclear.



La instalación posee Licencia de Operación emitida el 4 de abril de 1989. Su personal cuenta con licencia y autorización específica y el organigrama de puestos licenciados se muestra en el esquema adjunto:

En razón de los riesgos radiológicos asociados al tratamiento de compuestos de uranio enriquecido, la totalidad de los procesos empleando estos materiales que se desarrollan en esta instalación se realizan en el interior de cajas de guantes continuamente ventiladas y provistas de un sistema de filtrado de aire de alta eficiencia.

El manejo de estos compuestos encierra también un riesgo toxicológico, en el caso de exposición al ácido fluorhídrico o a los compuestos fluorados del uranio.

Adicionalmente, debido a la naturaleza fisiónable del uranio enriquecido se han adoptado medidas preventivas para evitar accidentes de criticidad. Éstas consisten en la utilización de recipientes con dimensiones limitadas o bien en la aplicación de controles operativos tales como limitación de las masas y concentraciones en las distintas etapas del proceso.

En cumplimiento del plan de monitoreo implementado en esta planta, se efectúan periódicamente mediciones de área para determinar la concentración de uranio en aire, en superficies, en ropa y objetos de trabajo.

Los trabajadores son controlados mediante monitores portátiles antes de abandonar el área controlada con el objeto de determinar una posible contaminación externa. Para evaluar la contaminación interna, se toman rutinariamente muestras de orina y se determina la concentración de uranio en las mismas.

Inspecciones

Durante el año se efectuaron 3 inspecciones rutinarias no observándose apartamientos de lo indicado en la documentación mandatoria. Se verificó: el control de ingreso y egreso del personal al área controlada, los registros de contaminación, la cantidad de material presente en el sector, la depresión en caja de guantes, la prueba de alarma de falla de extracción en caja de guantes, el estado de los filtros del sistema de ventilación, el sistema de detección de eventos de criticidad, el registro de pruebas de alarmas y del sistema de detección y extinción de incendio.

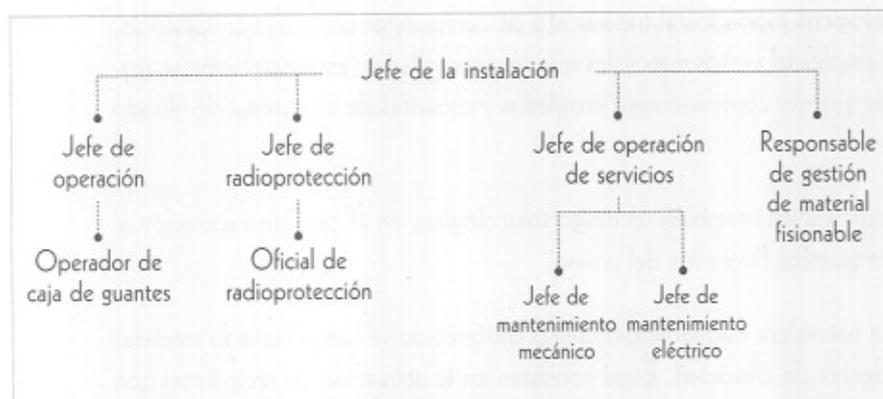
Durante el año se produjeron la totalidad de los lotes de U_3O_8 para ser remitidos a las plantas de fabricación de elementos combustibles.

La instalación presentó a mediados de año, la documentación necesaria para la habilitación de un Laboratorio de desarrollo de compuestos de uranio, en el cual se realizarán caracterizaciones físico-químicas de uranio natural y enriquecido al 20% en uranio 235, recuperación de uranio de soluciones de aguas madres de la planta y el desarrollo y optimización de métodos de producción. Esta documentación está en etapa de evaluación en la ARN.

LABORATORIO ALFA

La instalación denominada Laboratorio Alfa, perteneciente a la CNEA, se halla ubicada en el Centro Atómico Constituyentes. Este laboratorio está destinado a la fabricación y caracterización físico-química de combustibles nucleares en base a óxidos mixtos de uranio y plutonio y su encapsulado en barras combustibles.

La instalación tiene un sector con cajas de guantes donde se efectúan las tareas de acondicionamiento y mezclado de polvos, fabricación de pastillas, sinterizado de las mismas, envainado y soldadura de vainas y análisis de control de procesos.



La instalación posee Licencia de Operación emitida el 25 de noviembre de 1982. El personal cuenta con licencia y autorización específica. El organigrama de los puestos licenciables se indica en la figura adjunta:

La fabricación de elementos combustibles con óxidos mixtos (uranio-plutonio) presentan, para el personal de operación, riesgos de contaminación e incorporación de material y de irradiación externa. Para disminuir este riesgo el plutonio se manipulea en recintos estancos (cajas de guantes), que se mantienen en depresión respecto del recinto del laboratorio. Por otra parte el recinto del laboratorio también está en depresión respecto a la atmósfera, para evitar la dispersión de material radiactivo al medio ambiente en caso de accidentes.

El aire proveniente de las cajas de guantes y de las áreas de trabajo es filtrado mediante el empleo de filtros de muy alta eficiencia de retención, antes de ser liberado al exterior por chimenea.

En todas las etapas del proceso de fabricación la cantidad de material fisil se limita para evitar accidentes de criticidad.

El control de la dosis personales por contaminación interna se lleva a cabo en forma rutinaria, a partir de la determinación de plutonio en orina y mucus nasal. La medición de la dosis personal por irradiación externa se realiza mediante el empleo de dosímetros termoluminiscentes. Adicionalmente, se efectúa el monitoreo de la concentración de plutonio en aire y de la contaminación de superficies, ropas y objetos de trabajo.

Inspecciones

Durante el año se efectuaron 3 inspecciones rutinarias en donde se comprobó el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad y el cumplimiento de los planes de monitoreo. Se controlaron los registros del material radiactivo descargado al ambiente y de la cantidad de material fisil presente en el sector. Se efectuaron pruebas de los filtros, del grupo electrógeno de emergencia y del sistema de detección y extinción de incendio.

En el último trimestre de 1998, la instalación presentó una memoria descriptiva de una modificación a realizarse en la instalación, consistente en el agregado de una nueva caja de guantes, donde se efectuará la recuperación de plutonio de procesos anteriores. La ARN evalúa la modificación propuesta.

LABORATORIO TRIPLE ALTURA

El Laboratorio denominado Triple Altura, perteneciente a la CNEA, está situado en el Centro Atómico Ezeiza.

En esta instalación, en escala de laboratorio, se procesa el material residual de la fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación. En el proceso se recupera y purifica, a grado nuclear, el uranio enriquecido al 20% o al 90% en el isótopo 235 en forma de nitrato de uranilo.

Esta instalación básicamente consiste en un laboratorio de purificación por extracción con solventes de compuestos de uranio impuros y procesa el material en lotes de distinto tamaño, según el enriquecimiento del uranio tratado.

Por tratarse de una planta de recuperación, su materia prima es de variada composición, razón por la cual la primera etapa del proceso es una disolución que presenta características variables pero cuyo resultado es siempre una solución impura en medio nítrico.

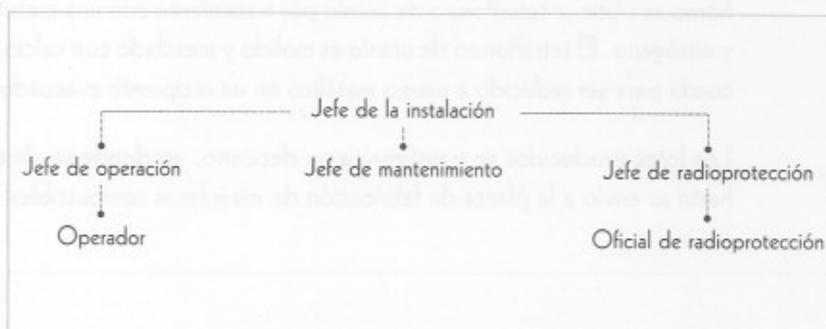
El proceso requiere de una etapa de filtración en frío o caliente, un ajuste de concentración y acidez, y una cuidadosa dosificación de caudales, para alimentar el ciclo semicontinuo de extracción por solventes.

Los equipos mezcladores y decantadores tienen un diámetro reducido para evitar accidentes de criticidad y son agitados por pulsos de aire, manteniéndose totalmente estancos para el tratamiento de soluciones de uranio enriquecido.

El proceso finaliza con una última etapa de lavado, con solvente puro, separación de la fase acuosa y concentración hasta los límites requeridos por el producto en un evaporador rotativo. Normalmente, la concentración requerida en el producto es la óptima para una precipitación cuantitativa del uranio en alguna de las plantas de conversión.

La característica relevante de este laboratorio es su versatilidad para la recuperación de distintos tipos de descartes de producción, entregando soluciones de nitrato de uranilo con pureza grado reactor en un amplio rango de concentraciones.

El laboratorio posee Licencia de Operación para procesar hasta 10 kg de óxido de uranio enriquecido al 20%, extendida el 15 de julio de 1994. En setiembre del mismo año se emitió la autorización para la recuperación de uranio enriquecido al 90%. Se adjunta el organigrama de los puestos licenciables.



En este laboratorio los riesgos radiológicos son los inherentes al manipuleo de compuestos de uranio enriquecido. Para limitar ese riesgo la instalación cuenta con sistemas de seguridad por diseño y por operación. Existen sistemas de confinamiento y tratamiento de los gases y líquidos resultantes del proceso. Los efluentes gaseosos, previamente a su descarga por chimenea, pasan por un condensador de vapores, una torre lavadora y un separador tipo ciclón para eliminar el arrastre de líquidos.

Por otra parte, a los efectos de prevenir accidentes de criticidad, los equipos se han diseñado con la geometría y dimensiones adecuados para evitarlos. El personal cuenta con monitoreo individual para evaluar la irradiación.

Inspecciones

En este año se realizó una inspección rutinaria en la que se verificaron: aspectos relacionados con el organigrama del personal, los dispositivos de monitoreo, el almacenamiento de desechos líquidos y sólidos, los registros dosimétricos, el inventario de material fisil presente en el laboratorio; los registros de contaminación de aire y superficies y los sistemas de prevención y extinción de incendios.

**LABORATORIO
URANIO ENRIQUECIDO**

El Laboratorio denominado Uranio Enriquecido de la CNEA está situado en el Centro Atómico Ezeiza.

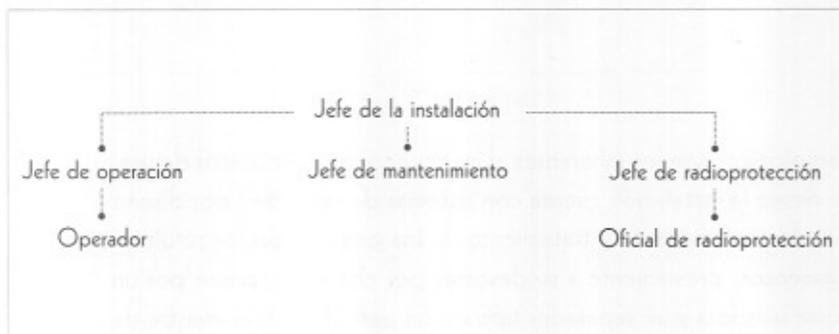
Este laboratorio produce uranio metálico enriquecido al 90% en el isótopo 235 a partir del procesamiento del producto obtenido en el Laboratorio triple altura, para la fabricación de miniplacas de aluminio-uranio o silicio-uranio, destinadas a la producción de molibdeno.

El proceso de conversión se desarrolla en dos sectores claramente diferenciados: la línea húmeda en la que se trabaja con soluciones y la línea seca en la que se trabaja con polvos.

En la línea húmeda, se efectúa la precipitación selectiva de peróxido de uranio controlando el agregado de reactivos y la acidez del medio. Una vez filtrado por placa metálica porosa, el precipitado es secado y convertido a trióxido de uranio en un horno de baja temperatura.

El producto obtenido es transferido a la línea seca donde es calcinado a óxido estable en un horno de alta temperatura. Este producto intermedio es molido y tratado en un horno de lecho fijo para su reducción a dióxido de uranio en atmósfera de hidrógeno al 100%. Posteriormente, en el mismo horno se obtiene tetrafluoruro de uranio por tratamiento con una mezcla de ácido fluorhídrico anhidro y nitrógeno. El tetrafluoruro de uranio es molido y mezclado con calcio metálico de granulometría adecuada para ser reducido a uranio metálico en un recipiente evacuado.

Los lotes producidos se transfieren a un depósito, en donde se almacenan en condiciones seguras, hasta su envío a la planta de fabricación de miniplacas combustibles.



La instalación cuenta con Licencia de Operación extendida el 24 de julio de 1992, para trabajar con uranio enriquecido al 90% en el isótopo uranio 235. El organigrama de los puestos licenciables se muestra a continuación:

Los riesgos radiológicos están asociados al tratamiento de compuestos químicos de uranio altamente enriquecido, tales como la contaminación del ambiente de trabajo e incorporación por parte de los trabajadores. Adicionalmente, y debido a la naturaleza fisiónable del uranio enriquecido, para evitar accidentes de criticidad, todo el proceso se desarrolla en recipientes con geometría segura y con limitación de las masas en cada sector del laboratorio.

Esta instalación realiza la totalidad del proceso en el interior de cajas de guantes continuamente ventiladas y provistas de un sistema de filtrado de aire de muy alta eficiencia. A su vez, el recinto de trabajo que es de reducidas dimensiones, se ventila en forma paralela tomando aire previamente filtrado del exterior. De tal forma, las cajas de guantes se encuentran en depresión respecto al ambiente del laboratorio y éste a su vez está en depresión respecto al ambiente de uso irrestricto. Se cuenta con un sistema de alarmas que actúan cuando, en las áreas de trabajo, se supera un valor prefijado de concentración de uranio en aire.

El personal cuenta con un sistema de monitoreo personal de la irradiación con control mensual.

Inspecciones

Durante el año se realizó una inspección, en la cual se verificaron, principalmente: los registros de ingreso y egreso de personal, de datos dosimétricos, del inventario de material fisil presente y el funcionamiento de los sistemas de seguridad.

PLANTA DE NÚCLEOS CERÁMICOS

Esta planta piloto, propiedad de la CNEA, se encuentra ubicada en el Centro Atómico Constituyentes.

La planta realiza el desarrollo y la fabricación de polvos, pastillas y combustibles en pequeña escala, a partir de polvos de UO_2 y U_3O_8 de composición isotópica natural o hasta un grado de enriquecimiento máximo del 3,4% en uranio 235.

La instalación consta de una tolva de carga desde donde se alimenta el polvo de óxido de uranio a la zapata de una prensa donde se obtienen las pastillas. Éstas son depositadas en un sector de almacenamiento transitorio antes de ser sinterizadas en un horno discontinuo. En otro sector de la planta se procede a la carga de vainas, soldadura de tapones y al armado de los elementos combustibles.

La instalación posee una Autorización de Operación para la fabricación de un lote de elementos combustibles con un grado de enriquecimiento del 1,8% en uranio 235, destinada al conjunto crítico RA 8, otorgada el 5 de diciembre de 1994. En noviembre de 1997 solicitó la autorización correspondiente para realizar la fabricación de elementos combustibles con uranio enriquecido al 3,4% en uranio 235 para el mismo conjunto crítico.

En esta instalación el riesgo del personal de operación está asociado a la contaminación interna por incorporación de uranio y riesgos de irradiación externa por accidentes de criticidad. Con el fin de prevenir estos últimos en todas las etapas del proceso de fabricación existen límites de masa de material fisil.

Para evitar la contaminación del personal, la manipulación del polvo de uranio se realiza en cajas de guantes de confinamiento total, manteniendo las mismas en depresión respecto a área de trabajo, asimismo todo el sector se mantiene a menor presión atmosférica para evitar la salida de material de la instalación.

Inspecciones

En el año se efectuaron 3 inspecciones rutinarias no detectándose apartamientos a lo indicado en la documentación mandatoria.

En 1998 se continuó la etapa de producción de combustible nuclear para el conjunto crítico RA 8 que consiste en la fabricación de 3000 barras combustibles de UO_2 enriquecido al 1,8% en el isótopo 235. Esta etapa requiere el procesamiento de 1200 kg de UO_2 enriquecido al 1,8%, efectuándose la elaboración de los elementos combustibles en procesos discontinuos de 84 kg cada uno. La producción de los mismos se había iniciado en el segundo semestre de 1996, etapa en la que se instaló el nuevo equipo de prensado de pastillas. La etapa de producción tuvo un período previo de ensayos de prensados y sinterizados para definir los parámetros de operación definitivos.

En junio de 1998, la instalación solicitó la autorización para la fabricación de 115 barras combustibles de uranio natural con gadolinio, destinadas a experiencias en el conjunto crítico RA 8, a realizarse en un Laboratorio de la Planta. La ARN emitió la autorización correspondiente.

COMPLEJO MINERO FABRIL SAN RAFAEL

Este complejo minero fabril, propiedad de la CNEA, se encuentra ubicado en el departamento de San Rafael, provincia de Mendoza.

La planta produce concentrado comercial de uranio para la posterior fabricación de elementos combustibles de reactores nucleares. Se abastece del mineral de los yacimientos satélites del Distrito de Sierra Pintada, Tigre I y III, Gaucho I y II y en la actualidad del yacimiento La Terraza. Cuenta con una capacidad nominal de producción de concentrado de 120 t uranio/año y de tratamiento de mineral de 150 000 - 200 000 t/año. La cantidad total de mineral procesado por la instalación hasta el presente es de 1 700 000 t.

La explotación de mineral uranífero se realiza a cielo abierto. Se tritura el mineral antes de ser transportado a un silo del cual se cargan los camiones que transportan el mineral al sector de pilas de lixiviación. La extracción de uranio se lleva a cabo por el método de lixiviación en pilas por acción de una solución diluida de ácido sulfúrico. La recuperación de uranio se realiza con columnas de resina de intercambio iónico base fuerte. El eluido de las columnas, con concentraciones de uranio de 10 a 15 g/l es precipitado con amoníaco gaseoso, obteniéndose una pulpa de diuranato de amonio que previa centrifugación se alimenta a un secadero de banda continuo. Luego el producto es triturado para adecuarlo a tamaños especificados y envasado en tambores para su envío a la planta de conversión de dióxido de uranio, sita en Alta Córdoba.

Esta instalación cuenta con una Autorización de Operación a partir de octubre de 1983 que se re-nueva periódicamente.

El riesgo para el personal que trabaja en esta instalación está asociado a la posible contaminación interna por inhalación o ingestión de compuestos uraníferos. Esto hace necesario el control en los ambientes de trabajo de la concentración de contaminantes tanto en el aire como en superficies.

La instalación opera sin descargas de efluentes líquidos al ambiente y ejecuta un plan de monitoreo obligatorio mediante muestreos ambientales rutinarios. Este plan es controlado en forma independiente durante las inspecciones, realizándose muestreos adicionales aguas arriba y abajo de la instalación y/o yacimiento.

En la instalación se realiza el control ocupacional de los trabajadores mediante el monitoreo de áreas y la determinación rutinaria de la concentración de uranio en orina.

Inspecciones

En 1998 se realizaron 3 inspecciones rutinarias. Se efectuaron controles y verificaciones del material estéril del mineral marginal y de proceso, la ubicación de las escombreras de mineral, las aguas de cantera y su destino final, como así también la gestión de los efluentes, realizando un análisis de riesgos de los sistemas de retención. Se verificaron los sistemas de seguridad y se auditó la toma de muestras efectuadas por el operador.

Los resultados de los controles rutinarios efectuados sobre el medio ambiente están dentro de valores normales y los controles ocupacionales no evidenciaron riesgo toxicológico para el personal.

Durante el año se evaluaron los resultados de las modificaciones efectuadas en los sectores de secado y envasado, consistente en un nuevo dispositivo de captación de aerosoles y en la incorporación de una nueva torre lavadora de gases que descarga al ambiente. Estas modificaciones permitieron reducir más aún la concentración de aerosoles de uranio, tanto en el ambiente de trabajo como así también en la descarga al ambiente.

Durante la inspección realizada en el mes de noviembre, el agua acumulada en canteras se consideró excesiva vista la proximidad de la época de lluvias. En el mes de junio la ARN autorizó, desde el punto de vista de la seguridad radiológica, el vertido de aguas tratadas de canteras de acuerdo al procedimiento propuesto por el operador. Este vertido todavía no se había efectuado debido a que es necesaria una autorización del Departamento General de Irrigación de la provincia de Mendoza. Se requirió a la instalación que a la brevedad arbitre los medios necesarios para dar inicio al vertido con el objeto de minimizar la probabilidad de descargas no controladas al ambiente.

COMPLEJOS MINERO FABRILES FUERA DE OPERACIÓN

Luego de la culminación de las tareas de explotación minera y del cierre de las respectivas instalaciones fabriles de procesamiento del mineral extraído para la obtención del concentrado comercial de uranio (yellow cake), la ARN continúa supervisando las actividades que se desarrollan durante los programas de desactivación y restauración de las áreas ocupadas por estas instalaciones.

Durante el programa de desactivación de las instalaciones se fiscalizan las tareas de acondicionamiento de las explotaciones mineras, de desmantelamiento y descontaminación de las instalaciones y

equipos y el acondicionamiento de las escombreras de mineral procesado por la instalación (colas de mineral) y mineral marginal.

También se controla la neutralización del mineral tratado y los efluentes líquidos del proceso, la construcción de los canales de drenaje y las pendientes de escorrentías de aguas realizadas para preservar confinadas las escombreras de mineral e impedir así, la erosión eólica y pluvial.

Durante la realización de estas tareas se evalúan los posibles efectos en el medio ambiente, a través de muestreos de aire, aguas adyacentes al complejo. Las tareas de desactivación de las instalaciones, tratar de restablecer condiciones similares a las que existían en el lugar antes de iniciada la operación del complejo.

Luego del cierre definitivo, la ARN verifica la preservación de los resultados de los trabajos ejecutados durante las tareas de desactivación, para lo cual se establece un período de verificación en el que se realizan controles, monitoreos y análisis de muestras, para determinar contaminantes en las cuencas de drenaje locales y regionales; aguas arriba y abajo de la localización del complejo.

A continuación se proporcionan detalles de los Complejos mineros fabriles cerrados:

Complejo	Operador	Cierre	Inspecciones
Pichián (Chubut)	CNEA	1981	-
Tonco (Salta)	CNEA	1981	1
Los Gigantes (Córdoba)	Sánchez Granel obras de ingeniería S.A.	1982	1
Malargüe (Mendoza)	CNEA	1993	2
La Estela (San Luis)	URANCO S.A.	1990	1
Los Colorados (La Rioja)	URANCO S.A.	1996	3

ÁREA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

El Área de gestión de residuos radiactivos, propiedad de la CNEA, está ubicada en el Centro Atómico Ezeiza.

Este complejo abarca un predio de 8 hectáreas y está destinado al tratamiento y almacenamiento interino de desechos radiactivos de distintas actividades, y a la disposición final de aquellos de baja actividad y cuyo período de semidesintegración sea menor a 5 años. Este área comprende las siguientes instalaciones:

Planta de tratamiento de desechos radiactivos sólidos de baja actividad

En esta planta se realiza la recepción, el almacenamiento, la clasificación y acondicionamiento de desechos radiactivos sólidos de baja actividad (v. g., los provenientes de usos médicos). Los desechos son tratados mediante compactación, a fin de obtener una reducción apreciable de su volumen.

Sistema de contención de desechos radiactivos sólidos de baja actividad

Se trata de una instalación constituida por dos trincheras, cada una de 120 m de largo, 20 m de ancho y 2,5 m de profundidad, donde se disponen tambores de 200 l conteniendo los desechos radiactivos provenientes, principalmente, de la central nuclear Atucha I. Colmada la capacidad de la trinchera ésta se cubre con un sistema multicapa compuesto por una capa de tosca compactada, una de imprimación asfáltica y un film de polietileno. Finalmente, el conjunto se cubre nuevamente con tosca y tierra vegetal para estabilización del suelo.

Instalación para la disposición de desechos radiactivos sólidos estructurales y fuentes encapsuladas

Consiste en un cubículo subterráneo de hormigón de 10 m de profundidad, cuyas paredes tienen un espesor de 30 cm. La instalación está destinada a la disposición final de desechos radiactivos (v. g., fuentes de telecobaltoterapia, medidores industriales de nivel, partes estructurales contaminadas, etc.) que por su actividad y/o tamaño no pueden ser acondicionados dentro de un tambor.

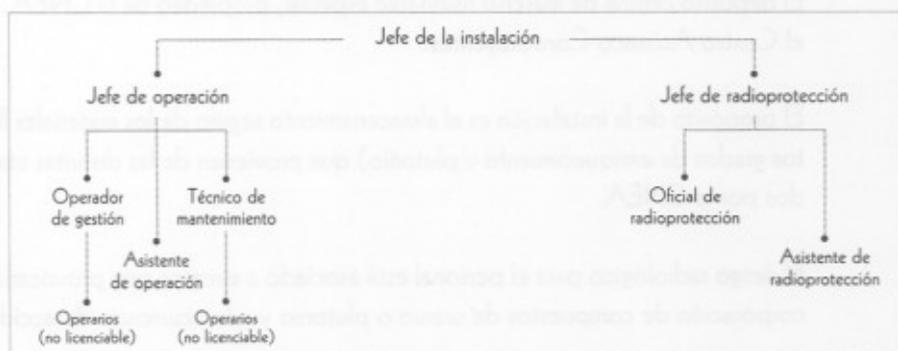
Depósito central de material fisionable especial irradiado

Se trata de un depósito para el almacenamiento temporario de elementos combustibles irradiados provenientes de reactores de investigación y de producción.

Sistema de contención de desechos radiactivos líquidos del CAE

Consiste en una instalación integrada por tres trincheras en las cuales se eliminan líquidos de baja actividad específica y corto período de semidesintegración. Los desechos líquidos son los producidos en las distintas instalaciones del CAE que se trasladan, por tuberías, al Área de gestión de desechos radiactivos, luego de ser clasificados y tratados inicialmente en las mismas.

Este complejo posee Licencia de Operación otorgada el 23 de noviembre de 1994. El organigrama de los puestos licenciables se muestra en la figura adjunta.



La operación de las instalaciones precedentemente citadas posee, desde el punto de vista radiológico, un riesgo asociado a la posible irradiación externa o a la contaminación e incorporación de radionucleidos. Para minimizar estos riesgos las instalaciones cuentan con sistemas de seguridad por diseño y por procedimientos de operación. Los primeros están constituidas básicamente por blindajes y sistemas de aislación de los radionucleidos (v. g., celdas estancas, ventilaciones filtradas y aspiradores de polvo). Los procedimientos de operación contemplan esencialmente el modo de manipulación de los distintos tipos de desechos y los registros correspondientes.

El plan de monitoreo comprende la determinación de la tasa de dosis en distintos puntos de la instalación y de las dosis integradas en las zonas de mayor ocupación, por medio de dosímetros termoluminiscentes. Se efectúan mediciones directas de la contaminación superficial con sondas para detectar radiación alfa, beta y gamma e indirectas a través de mediciones de muestras obtenidas por arrastre superficial con papel de filtro.

El impacto de la operación del área en las aguas subterráneas se evalúa monitoreando el agua de la napa freática mediante la toma de muestras de los piezómetros distribuidos en el área.

Se controla la estanqueidad de los distintos sectores de almacenamiento, en especial de aquellos que guardan desechos líquidos.

El personal cuenta con un sistema de monitoreo individual de la irradiación externa y se efectúan controles para determinar la posible incorporación o contaminación con material radiactivo por medio de mediciones de todo el cuerpo o, de ser necesario, por el análisis de excretas.

Inspecciones

Durante el año 1998 se efectuaron 3 inspecciones rutinarias. En las mismas se verificaron, principalmente: los niveles de contaminación superficial en diferentes áreas de la instalación, la tasa de dosis equivalente ambiental en diferentes puntos del predio de la instalación, los registros de acceso al área controlada, los sistemas de detección y extinción de incendios y los registros de dosis personales.

DEPÓSITO CENTRAL DE MATERIAL FISIONABLE ESPECIAL

El depósito central de material fisionable especial, propiedad de la CNEA, se encuentra ubicada en el Centro Atómico Constituyentes.

El propósito de la instalación es el almacenamiento seguro de los materiales fisiles (uranio, con distintos grados de enriquecimiento y plutonio) que provienen de las distintas etapas de procesos realizados por la CNEA.

El riesgo radiológico para el personal está asociado a eventos que provocarían la contaminación e incorporación de compuestos de uranio o plutonio y a la ocurrencia de accidentes de criticidad.

Este riesgo se minimiza y se previene contemplando las condiciones espaciales y geométricas de almacenamiento con procedimientos administrativos que controlan la cantidad de material presente en el depósito y con procedimientos de manipuleo del material.

Inspecciones

Durante el año se realizaron tres inspecciones rutinarias, no encontrándose apartamiento de las condiciones de operación fijadas en la documentación mandatoria.

INSTALACIONES MENORES

Las instalaciones denominadas menores, debido a su bajo riesgo radiológico, están constituidas en el área de la CNEA por un conjunto de 26 laboratorios dedicados a la investigación, al control y al apoyo a la producción.

En el listado siguiente se enumeran dichas instalaciones conforme a su distribución en cada centro atómico:

Instalaciones	Ubicación en la CNEA
Química analítica Química nuclear Laboratorio de gases	Sede Central
Física del sólido Laboratorio de caracterización de UO ₂ Laboratorio de difusión División microbiología División bioquímica nuclear División patología radiactiva Laboratorio especial Mossbauer Laboratorio irradiación dosimétrica	Centro Atómico Constituyentes
Haces iónicos Metalurgia Depósito de fuentes del CAB e INVAP S.E. Área materiales nucleares	Centro Atómico Bariloche
Laboratorio de física de detectores Laboratorio de análisis por activación Aplicación de radiotrazadores Comercialización Centro Regional Referencia de Patrones Secundarios Laboratorio curso metodología de aplicación de radioisótopos Laboratorio de radiofarmacia Laboratorio dosimetría de altas dosis Laboratorio manejo conservación suelos Laboratorio de materiales de la fábrica de aleaciones especiales Laboratorio de metrología	Centro Atómico Ezeiza

En estas instalaciones, durante el año, se efectuaron 25 inspecciones rutinarias, verificándose las condiciones de operación y de seguridad de las mismas.

INSTALACIONES MÉDICAS, INDUSTRIALES Y DE INVESTIGACIÓN Y DOCENCIA

CICLOTRÓN PARA DIAGNÓSTICO E INVESTIGACIÓN CLÍNICA

La Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN) es un organismo creado con la participación del Gobierno de la provincia de Mendoza, la Universidad Nacional de Cuyo y la Comisión Nacional de Energía Atómica. Ubicada en un edificio anexo al Hospital Central de la ciudad de Mendoza, está dedicada a actividades de investigación, docencia, diagnóstico y tratamiento de pa-

cientes en distintas especialidades médicas como la oncología, neurología y cardiología, utilizando las técnicas más modernas. Posee un equipo tomógrafo por emisión de positrones (PET).

Las ventajas del PET sobre las técnicas convencionales de diagnóstico por imágenes son, entre otras, la mayor sensibilidad y resolución de las imágenes y la posibilidad de realizar estudios dinámicos, permitiendo un mejor diagnóstico con el empleo de radioisótopos de compatibilidad biológica.

Los radioisótopos utilizados son: oxígeno 15, carbono 11, nitrógeno 13 y flúor 18. Estos isótopos tienen períodos de semidesintegración muy cortos, como se indica en la tabla siguiente, por lo que se deben producir en la proximidad del tomógrafo y ser incorporados de inmediato en el correspondiente radiofármaco. Por lo tanto la utilización eficiente del PET requiere la instalación de un ciclotrón generador de radioisótopos y un laboratorio de radioquímica adjunto.

La Fundación Escuela de Medicina Nuclear de Mendoza ha instalado un ciclotrón compacto de ión negativo, el RDS 112, que acelera iones H^- hasta energías de 11 MeV, hacia cuatro posiciones de blancos externos situados muy próximos al acelerador.

Un ciclotrón es un acelerador de partículas cargadas (protones, deuterones, helio 3) que permite obtener haces de radiación de alta energía. Las partículas, originadas en una fuente de iones, son aceleradas en órbitas circulares dentro de una cámara de vacío por la acción simultánea de campos eléctricos y magnéticos. El radio de las órbitas es creciente con la energía.

Este haz interno de partículas cargadas puede extraerse mediante sistemas deflectores electrostáticos y canales magnéticos o bien por medio de mecanismos de interacción con hojuelas delgadas de grafito, en el caso de equipos de ión negativo. El haz externo así obtenido es transportado por medio de tuberías con vacío, mediante electroimanes de desvío y enfoque hacia lugares de irradiación donde se lo hará impactar sobre blancos adecuados para producir las reacciones nucleares que den lugar a los radioisótopos que se desean producir.

Un ciclotrón de ion negativo acelerará iones H^- . Estos iones se producen en la fuente de iones del acelerador, cuando el gas de hidrógeno que llena el interior de la fuente, interactúa con electrones energéticos que se han desprendido de la superficie del cátodo, según la siguiente reacción:



Es decir que el electrón tiene suficiente energía como para romper asimétricamente la molécula de hidrógeno dividiéndola en un protón (H^+) y un ión H^- . Los protones así obtenidos son absorbidos por el cátodo y al impactar sobre él, liberan nuevos electrones que mantienen la reacción.

Los iones H^- se extraen a través de una ranura existente en el ánodo, mediante un sistema de radiofrecuencia. El sistema de extracción de haz, conocido como de "stripping foil", se basa en la interacción de los iones H^- con hojuelas delgadas de grafito que retienen los electrones del hidrógeno "desnudando" los protones. El cambio de signo de las cargas produce una inversión en el sentido de giro que es aprovechada para extraer los iones de su órbita.

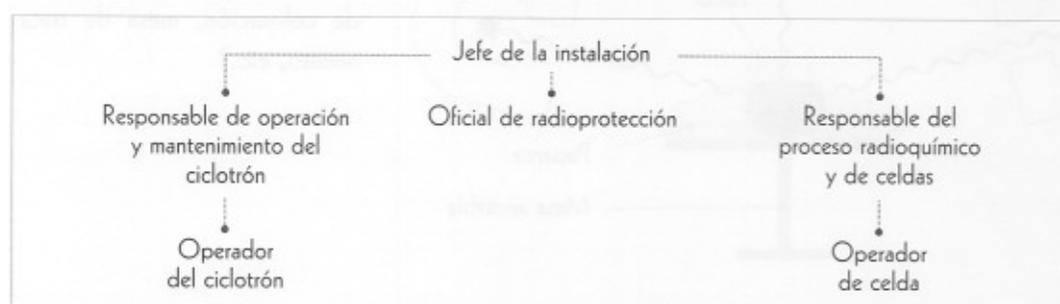
Reacciones de producción				
Reacción	Tipo de blanco	Producto	Energía máx	T 1/2
$^{14}\text{N}(p,)^{11}\text{C}$	Gaseoso (^{14}N)	$^{11}\text{CO}_2$	1 MeV	20,4 min
$^{13}\text{C}(p,n)+^{16}\text{O}(p,)^{13}\text{N}$	Líquido ($^{13}\text{C}+\text{H}_2\text{O}$)	$^{13}\text{NH}_4+$	1,2 MeV	9,9 min
$^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$	Gaseoso (^{15}N)	$^{15}\text{O}_2$	1,7 MeV	2 min
$^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$	Líquido ($\text{H}_2\text{ }^{18}\text{O}$)	Ion fluoruro en agua	0,6 MeV	109,7 min

La intensidad máxima (de diseño) de la corriente de protones sobre un blanco es de $50\ \mu\text{A}$. El RDS 112 ofrece la posibilidad de irradiación simultánea de dos blancos con corrientes de hasta $40\ \mu\text{A}$ cada uno.

La instalación se haya en la etapa de pruebas preoperacionales luego de casi nueve meses de interrupción debido a la demora en la provisión de un repuesto del acelerador. Se encuentra instalado el módulo de síntesis de oxígeno 15 y se ha adquirido el correspondiente a ^{18}F (flúor desoxiglucosa) que aún no se ha instalado.

Inspecciones

La instalación ha remitido a la ARN parte de la documentación requerida oportunamente para la obtención de la Autorización de Operación, la cual está prevista para el primer semestre de 1999. En esta etapa se está completando también la capacitación del personal que operará la instalación según el siguiente organigrama.



INSTALACIONES PARA DIAGNÓSTICO Y TRATAMIENTO MÉDICO

La aplicación de las radiaciones ionizantes para el tratamiento de enfermedades neoplásicas se denomina radioterapia y se lleva a cabo a través de dos técnicas: la teleterapia y la braquiterapia.

Teleterapia

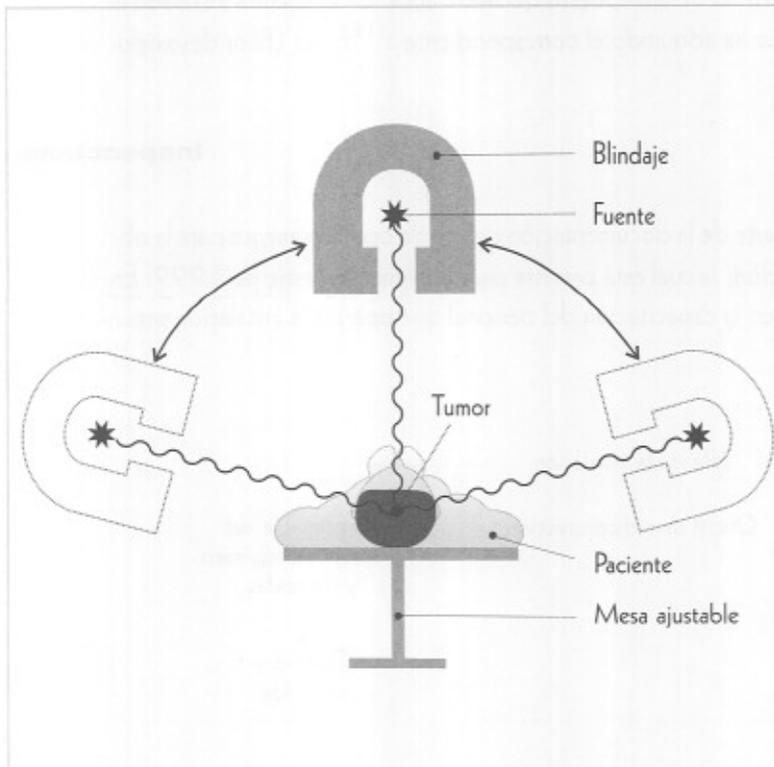
Se denomina así a una rama de la terapia oncológica por la que se busca eliminar las células tumorales mediante haces de radiación ionizante que se dirigen desde una fuente exterior del paciente hacia el tumor. En esta terapia, es importante minimizar el daño al tejido sano que circunda a dicho tumor. En

esta técnica se utilizan equipos emisores de radiación de alta energía como los de telegammaterapia y los aceleradores lineales para radioterapia profunda.

Los equipos de teleterapia de alta energía proveen radiación ionizante de naturaleza electromagnética, ya sea proveniente de una fuente radiactiva o por la aceleración y frenado de partículas. En el caso de las fuentes radiactivas la energía fotónica media es superior a un 1 MeV, mientras que la energía máxima del espectro de emisión de los aceleradores es por lo menos de 4 MeV, siendo los más difundidos de entre 6 y 15 MeV.

Equipos de cobaltoterapia

Son equipos de teleterapia que emplean fuentes encapsuladas de material radiactivo, predominantemente de cobalto 60. La función primaria de una unidad de cobaltoterapia es entregar una dosis prefijada de radiación en un volumen bien definido del cuerpo. Este objetivo se cumple dirigiendo el haz a la zona del cuerpo elegida como blanco y controlando la dosis entregada, tanto en lo referido al direccionamiento y tamaño del haz como al control del tiempo de exposición de la fuente.



Los primeros equipos utilizados fueron fijos y en poco tiempo se introdujeron los rotatorios, como se indica esquemáticamente en la **Figura 1**. Con el tiempo se desarrollaron un sinnúmero de mejoras, particularmente en los sistemas de seguridad (enclavamientos, señalización y blindajes), de control y en los accesorios (sistemas de colimación, mesa de tratamiento, etc.).

Figura 1

Las fuentes encapsuladas empleadas (2 cm de diámetro y 5 cm de altura) en este tipo de equipamientos, cuyo esquema se muestra en la **Figura 2**, son típicamente de:

- ✓ cesio 137 entre 50 y 100 Tbq (prácticamente en desuso).
- ✓ cobalto 60 entre 100 y 500 TBq.

En la **Figura 3** que se observa a continuación se muestra un diseño esquemático de un equipo de cobaltoterapia de última generación en el que se han señalado los principales elementos componentes del mismo.

Figura 2

Estos equipos, básicamente constan de:

- ✓ Un cabezal en el que se encuentra alojada la fuente encapsulada de cobalto 60, un dispositivo de apertura y cierre que permite exponer la fuente durante un tiempo predeterminado y los elementos que determinan las condiciones geométricas del tratamiento.
- ✓ Una horquilla que cumple las funciones de soporte mecánico del cabezal, transmisión de las señales de comando al cabezal y determinación de las características mecánicas del tratamiento.
- ✓ Un estativo que aloja dispositivos mecánicos y de control además de servir de soporte al conjunto.
- ✓ Una camilla que, además de servir de soporte del paciente, cumple una importante función en la determinación de las condiciones geométricas del tratamiento y suele alojar distintos controles que actúan sobre el equipo.



Aceleradores lineales

El acelerador lineal acelera electrones por medio de un campo eléctrico asociado a una onda electromagnética de alta frecuencia (aproximadamente 3000 MHz). La emisión de fotones que se utiliza para irradiar los tumores, se produce al ser frenados dichos electrones en un blanco. En ciertos tumores superficiales, los electrones son usados directamente como radiación incidente.

Las partes básicas que constituyen un acelerador lineal, mostradas en la **Figura 4**, son:

- Generador de radiofrecuencia (RF)
- Cañón electrónico
- Acelerador (guía de ondas)
- Deflector magnético
- Blanco (para emisión de fotones) o folias dispersoras (para tratamientos con electrones)
- Sistemas de alineación del haz de electrones
- Filtro aplanador del haz
- Sistema de cámaras monitoras
- Sistema de conformación del haz (colimadores y conos)
- Componentes para los movimientos mecánicos

Los equipos de teleterapia se instalan en recintos apropiadamente blindados. Los diseñadores y constructores proveen los equipos de teleterapia pero es responsabilidad del usuario proveer la instalación para el tratamiento. Los fabricantes sólo especifican los servicios eléctricos y auxiliares requeridos, algunas características del recinto y sugieren los dispositivos de seguridad e interlocks compatibles con el equipamiento.

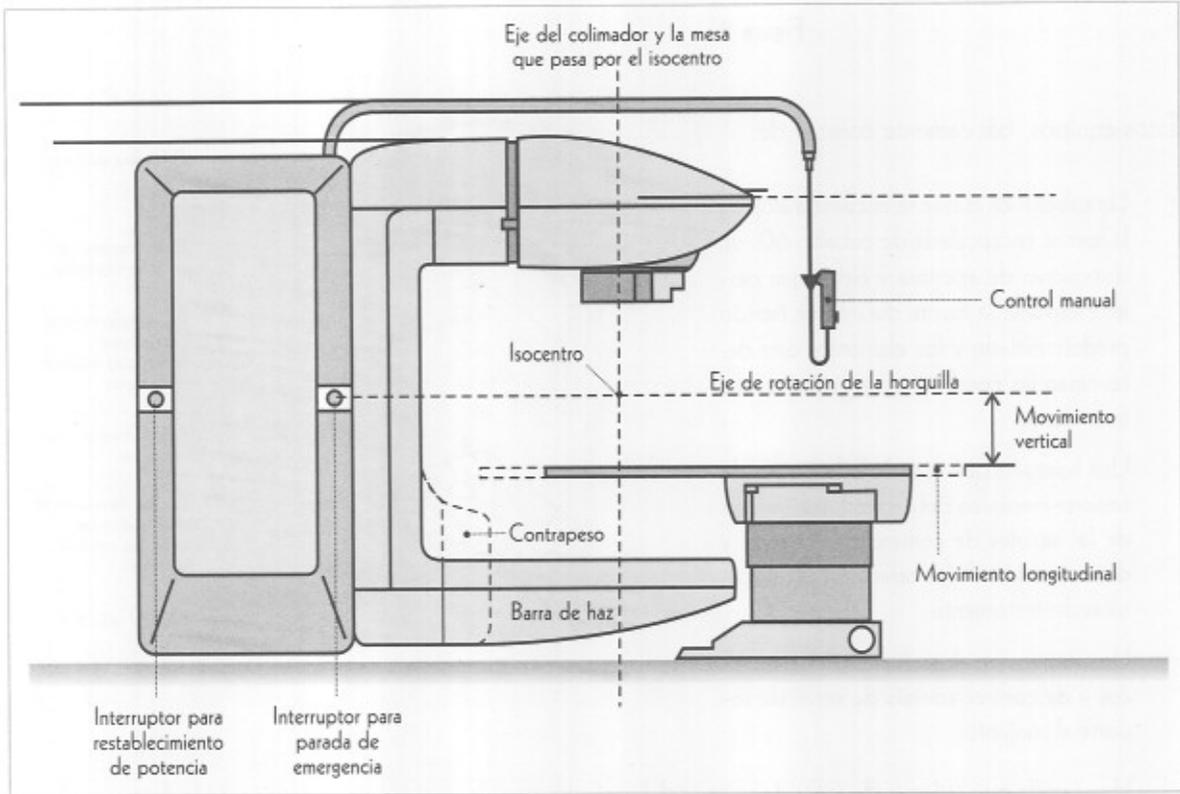
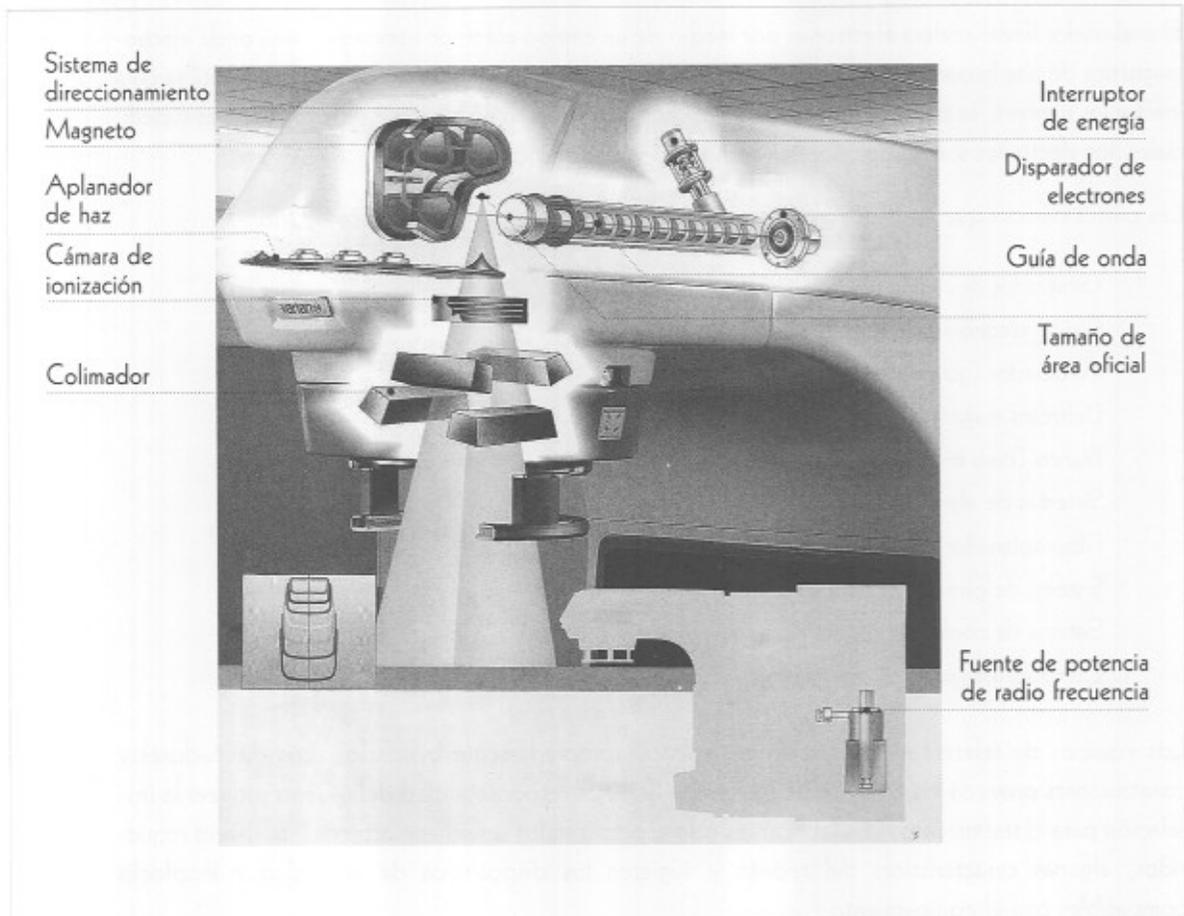


Figura 3

Figura 4



La Autoridad Regulatoria Nuclear, una vez verificado el cumplimiento de la norma asociada, otorga autorizaciones de operación donde se especifican aspectos tales como el rendimiento máximo del equipo para operar en una instalación dada según sus parámetros de diseño, las restricciones a los modos de operación (por ejemplo: direcciones de haz, factores de uso y controles de acceso) y toda otra condición especial.

Los aspectos más importantes desde el punto de vista del diseño seguro de instalaciones para teleterapia, son:

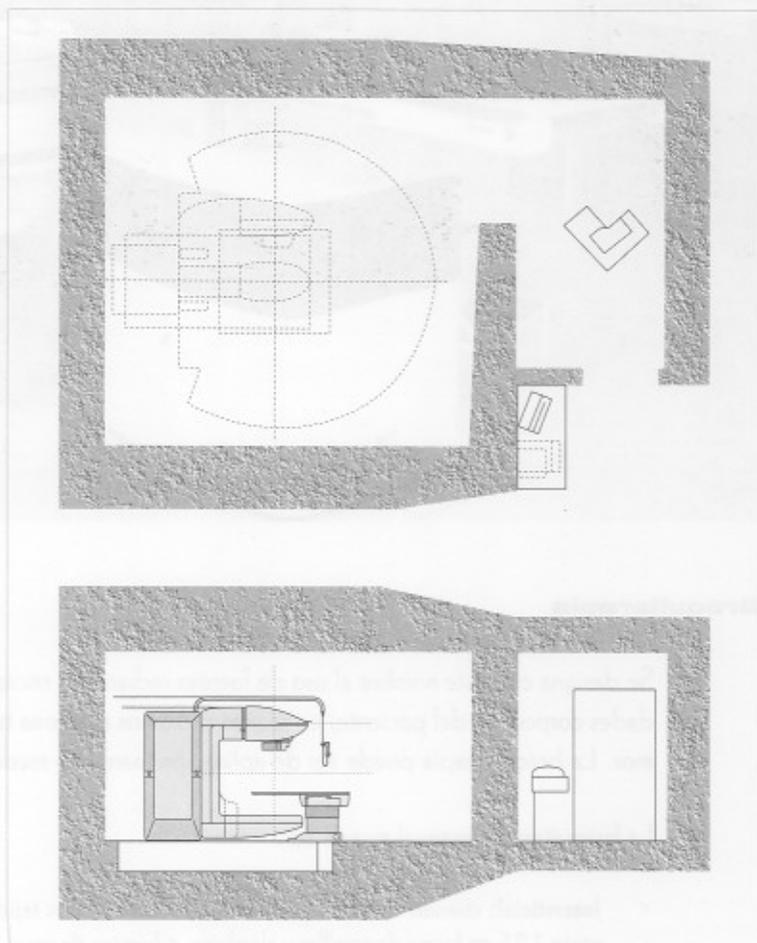
- ✓ Las dimensiones del recinto blindado para que permitan el alojamiento cómodo del equipo, el paso de camillas y la entrada y salida del equipamiento utilizado en tareas de mantenimiento y operaciones de recambio de fuentes (en el caso de los equipos de cobalto).
- ✓ Los espesores de blindaje biológico en las paredes, piso y techo del recinto compatibles con los límites de dosis vigentes y los factores de ocupación de los locales vecinos.
- ✓ Los sistemas de visualización del interior del recinto.
- ✓ Los monitores de radiación, interlocks, señalización y alarmas.

La **Figura 5** muestra un esquema clásico de un recinto de teleterapia.

Figura 5

El riesgo radiológico asociado con la teleterapia es el de irradiación externa. Si bien se trata de instalaciones y equipos con un alto grado de seguridad por diseño (seguridad intrínseca), la falla ocasional de sistemas de seguridad y errores humanos, pueden conducir a una sobreexposición a alta tasa de exposición.

El recambio de fuentes, realizada al cabo de la vida útil de la fuente radiactiva, es una tarea de cierto riesgo que debe llevarse a cabo de acuerdo a procedimientos preestablecidos. En esta operación denominada en la jerga "trasvase" hay también involucradas operaciones de transporte de material radiactivo que deben llevarse a cabo cumpliendo con la normativa vigente en la materia.



Por otra parte, se ejerce, en todo momento, el control de las fuentes de estos equipos hasta su gestión final como residuos radiactivos, para evitar situaciones de extravío y consecuentes accidentes.

En los aceleradores el riesgo de situaciones incidentales pueden producirse por errores humanos en la operación y mantenimiento de estos equipos. A diferencia de lo que sucede en telecobaltoterapia, no existen fuentes radiactivas, cada vez que los equipos están fuera de servicio.

Acelerador lineal de uso médico



Braquiterapia

Se designa con este nombre al uso de fuentes radiactivas encapsuladas que se ubican dentro de cavidades corporales del paciente, en planos próximos a la zona tumoral o en contacto directo con el tumor. La braquiterapia puede ser de aplicación manual o mediante sistemas remotos.

La braquiterapia manual puede ser:

- ✓ **Intersticial:** cuando la fuente se introduce dentro de los tejidos. Se emplean fuentes de iridio 192 y yodo 125 en forma de semillas y alambres, o fuentes de cesio 137 en forma de agujas.

- ✓ **Intracavitaria:** cuando las fuentes se ubican en orificios naturales del cuerpo. Se usan fuentes de cesio 137, de actividades comprendidas entre 0,1 y 1,85 GBq, en forma de tubos.
- ✓ **Superficial:** se utilizan fuentes de estroncio 90, con actividades del orden de 1,5 Bq.
- ✓ **Permanente:** para implantes intersticiales que permanecen en el paciente indefinidamente. Se utilizan fuentes de oro 198, con una actividad aproximada de 2 GBq, en forma de cilindros o agujas, o fuentes de iridio 192 y yodo 125 en forma de semillas.

En este tipo de prácticas se cuenta con:

Local de Tratamiento

La sala de internación o local de tratamiento destinada a este tipo de pacientes, se adecúa a fin de reducir las dosis por irradiación externa, mediante, por ejemplo, el uso de blindajes locales móviles (pantallas plomadas) y el empleo de señalizaciones. Las salas cuentan con instalaciones sanitarias para uso exclusivo del paciente y de diseño adecuado para impedir el extravío de material radiactivo.

Local de Almacenamiento

El local de almacenamiento, al que sólo podrán ingresar personas autorizadas, debe destinarse en forma exclusiva al alojamiento, preparación, control y/o esterilización de fuentes radiactivas. En el mismo hay un depósito blindado (bunker) donde se guardan las fuentes radiactivas.

La mesa de preparados tiene un blindaje que permite la visión y manipulación de las fuentes sin alterar la capacidad blindante del mismo. La manipulación de fuentes se realiza utilizando pinzas u otros elementos adecuados para ese propósito. En los contenedores donde se alojen a las fuentes deberá indicarse, radionucleido, actividad y cantidad de fuentes.

La braquiterapia remota puede ser:

- ✓ **De alta tasas de dosis:** se utilizan equipos de carga diferida para tratamientos intracavitarios o intersticiales. Se emplean fuentes de iridio 192, con actividades del orden de 370 GBq.
- ✓ **De baja tasas de dosis:** es similar a los equipos de alta tasas de dosis, pero con fuentes de cesio 137 con una actividad del orden de 1 GBq.

Este tipo de tratamientos se realiza con equipos de carga diferida de fuentes. Estos equipos consisten en: un contenedor blindado para el almacenamiento de las fuentes, un mecanismo de transporte de las fuentes, una guía flexible y un aplicador, mediante los cuales se transfieren las fuentes encapsuladas desde su contenedor blindado a aplicadores previamente posicionados en el paciente. Además posee una unidad de control separada de la unidad de tratamiento y una llave de emergencia.

La utilización de estos equipos eliminan virtualmente las dosis que reciben el personal de enfermería y el médico radioterapeuta ya que cuando las fuentes se hallan expuestas sólo se encuentra el paciente dentro de la habitación. La consola de control del equipo está ubicada fuera del recinto blindado.

Este tipo de tratamiento se realiza en aplicaciones diarias de unos pocos minutos. Las fuentes que se utilizan, generalmente son de cesio 137, cobalto 60 e iridio 192.

Estos equipos deberán estar ubicados en habitaciones que tengan blindajes estructurales y además deberán tener dispositivos de seguridad independientes de los propios del equipo.

El recambio de fuentes se realiza bajo estrictos procedimientos escritos y el personal debe estar debidamente entrenado. El personal afectado a dicha tarea debe poseer dosímetros de lectura directa y con señal acústica. La operación debe ser monitoreada en todo momento. Una vez terminado el trasvase de las fuentes debe comprobarse el correcto funcionamiento del equipo y de todos los sistemas de seguridad.

Los riesgos asociados a la braquiterapia son la irradiación externa y la contaminación. Estos riesgos están acotados mientras se cumplen con los procedimientos previstos.

Para evitar pérdidas de fuentes se realiza un inventario físico periódico y se mantiene un registro de movimientos de las mismas. Además durante la práctica y al finalizar cada tratamiento, se verifica regularmente, el número y la posición de las fuentes en el paciente.

Inspecciones

El control regulatorio sobre este tipo de instalaciones y equipamientos se ejerce en forma continua desde su instalación y puesta en marcha. En esta primera etapa la institución que requiera una autorización para la operación (cinco años de validez) de un equipo de teleterapia o el uso de fuentes de braquiterapia, debe remitir a la Autoridad Regulatoria Nuclear la siguiente información:

Para teleterapia

Características del equipamiento a instalar (con el alcance que la ARN le requiera) y una memoria de cálculo de blindajes del recinto que albergará al equipo de cobaltoterapia o al acelerador lineal, junto con un juego de planos que permita visualizar la ubicación de dicho recinto y el estado de ocupación de los locales adyacentes al mismo.

Para braquiterapia

Detalle de la fuente a emplear (radionucleido, actividad, N° de serie, certificado de calibración y test de pérdidas).

Memoria de cálculo de blindajes del depósito blindado que albergará las fuentes y de las salas de internación, junto con un juego de planos que permita visualizar la ubicación del local de almacenamiento y el estado de ocupación de los locales adyacentes al mismo.

Tanto las memorias de cálculo como los planos están sujetas a la revisión y aprobación de la ARN.

Asimismo la institución debe demostrar que cuenta con el plantel profesional y técnico y el equipamiento complementario requeridos por la normativa vigente.

Posteriormente durante la etapa de operación el control regulatorio se ejerce mediante inspecciones periódicas que pueden ser de cuatro tipos diferentes:

Inspecciones de habilitación o rehabilitación:

- ✓ Las inspecciones de habilitación son inspecciones exhaustivas que tienen lugar cuando se inicia una práctica, o un equipo acaba de instalarse o cuando se lo rehabilita luego de una reparación importante o un cambio de fuente (en el caso de cobaltoterapia). Constituyen un requisito previo al concesión o renovación de una Autorización de Operación.

Inspecciones rutinarias:

- ✓ En las inspecciones rutinarias, cuya frecuencia es anual, los equipos e instalaciones se someten a una serie de verificaciones consideradas fundamentales para garantizar su operación segura. Un listado simplificado de verificaciones durante una inspección rutinaria incluye:
 - Para teleterapia:
 - Sistemas de alineación y conformación del haz de radiación.
 - Sistemas de movimiento del cabezal y de la camilla de tratamiento.
 - Eficiencia de blindajes.
 - Funcionamiento de los sistemas de interrupción de la irradiación asociados al equipo y a la instalación.
 - Estado y funcionamiento de los equipos y sistemas complementarios del equipo de teleterapia.
 - Presencia de la dotación adecuada de personal de operación.
 - Registros de dosimetría individual del personal ocupacionalmente expuesto.
 - Para braquiterapia:
 - Inventario radiactivo e integridad de las fuentes.
 - Eficiencia de los blindajes del local de almacenamiento y del depósito.
 - Sala de internación y eficiencia de los blindajes.
 - Procedimientos de trabajo.
 - Registro del movimiento de fuentes.
 - Registros de dosimetría individual del personal ocupacionalmente expuesto.
 - Para braquiterapia remota, además de los aspectos antes mencionados debe verificarse el correcto funcionamiento de los sistemas de interrupción de la irradiación y de los otros sistemas de seguridad del equipo y de la instalación.

Durante las inspecciones rutinarias suelen hacerse observaciones que implican la necesidad de corregir o mejorar el estado de funcionamiento de determinados sistemas o componentes. Estos requerimientos, que se hacen constar en el acta que se labra luego de la inspección, tienen un plazo de cumplimiento, vencido el cual debe verificarse, mediante una nueva inspección, si han sido debidamente cumplimentados.

Inspección de recambio de una fuente radiactiva agotada (sólo aplicables a equipos de cobaltoterapia):

- ✓ Las operaciones de carga/descarga de un cabezal de un equipo de cobaltoterapia, se llevan a cabo en presencia de inspectores de la ARN cuando ésta lo considera necesario.
- ✓ El control regulatorio durante la etapa de cierre y desmantelamiento de una instalación de teleterapia, depende del tipo de equipamiento involucrado de acuerdo con los aspectos señalados en el análisis de riesgo radiológico de la práctica.

Número de inspecciones

Durante el año se realizaron 103 inspecciones a instalaciones que operan equipos de cobaltoterapia, 32 inspecciones a instalaciones que operan aceleradores lineales de uso médico y 73 inspecciones a instalaciones que realizan braquiterapia.

LABORATORIOS DE PRODUCCIÓN DE GENERADORES DE TECNECIO 99m

El principal radionucleido utilizado en el diagnóstico de enfermedades o disfunciones es el tecnecio 99 metaestable, con el que se "marcan" distintos fármacos. Este isótopo se obtiene a partir de un dispositivo denominado generador de tecnecio.

Se encuentran autorizadas para producir generadores de tecnecio, las empresas Laboratorios Bacon S.A.I.C. sita en Villa Martelli, provincia de Buenos Aires, desde 1990, y Tecnonuclear S.A., ubicada en Capital Federal, desde 1993.

Producción de generadores de tecnecio 99m



En la fabricación y armado de generadores se utiliza molibdeno 99 como materia prima de procedencia nacional o importada. El proceso implica la reducción de molibdato de sodio y su fijación en una columna de alúmina. El molibdeno 99, por transformación radiactiva, se convierte en tecnecio 99 metaestable, el cual es apto para ser extraído del generador por medio de una elución con solución fisiológica levemente oxidante. El generador acondicionado para ser fácil de manipular por parte del personal de los servicios de medicina nuclear, está en su totalidad convenientemente blindado.

El principal riesgo asociado a este tipo de plantas es la irradiación externa del personal ocupacionalmente expuesto. El riesgo debido a la contaminación interna es bajo, dado a que el proceso realiza en una celda de fraccionamiento adecuadamente blindada, en cuya parte inferior se ubica el depósito de desechos ra-

diactivos líquidos provenientes de derrames o limpieza de la celda. Para mantener una ligera depresión dentro de la celda de fraccionamiento, se instaló un sistema de extracción de aire en cuya salida se ubican filtros de alta eficiencia.

La área de trabajo cuenta con sistemas de seguridad que impiden el acceso de personal no autorizado, y está diseñada de forma de facilitar la descontaminación de superficies.

Inspecciones

En el año se realizaron 4 inspecciones a las plantas citadas, durante las cuales se verificaron:

- ✓ La eficiencia de los blindajes; el funcionamiento de los sistemas de seguridad asociados a la instalación; el estado y funcionamiento de los equipos de protección radiológica; los niveles de contaminación superficial en las áreas de trabajo y los niveles de actividad en los efluentes gaseosos y los registros de dosimetría individual de personal.

No se produjeron en el curso del año incidentes que afectaron la seguridad radiológica.

PLANTA DE FABRICACIÓN DE FUENTES PARA GAMMAGRAFÍA

El propósito de esta instalación es el fraccionamiento, fabricación y reparación de fuentes encapsuladas de iridio 192 para gammagrafía. Su propietario es la empresa Polytec y está localizada en Bulevar Ballester 970, Villa Ballester, provincia de Buenos Aires. Su funcionamiento comenzó en el año 1989.

El proceso se lleva a cabo en una celda blindada que cuenta con blindajes de plomo y hormigón, en paredes, pisos y techo. Consiste en alojar discos de iridio 192 en una primera cápsula de acero inoxidable que se sella usando soldadura bajo atmósfera de argón, y posteriormente se coloca en una segunda cápsula que se suelda por el mismo procedimiento. La fuente doblemente encapsulada se aloja en un recipiente de transporte, desde el cual se realiza, luego, la transferencia a equipos de gammagrafía. Cada fuente fabricada se expide con un certificado donde figura la actividad de la calibración inicial, su curva de decaimiento, el resultado de los ensayos de calidad efectuados, y los datos del portafuente correspondiente.

El principal riesgo asociado a esta planta es la irradiación externa del personal ocupacionalmente expuesto.

La zona de operación cuenta con sistemas de seguridad que impiden el acceso de personal no autorizado al recinto de trabajo. Los operadores utilizan dosímetros personales tipo lapicera y dosímetros de lectura diferida.

Inspecciones

En el año se realizaron 2 inspecciones a esta instalación, durante las cuales se verificaron:

El nivel de contaminación superficial en las áreas de trabajo; el funcionamiento de los sistemas de seguridad asociados a la instalación; el estado y funcionamiento de los equipos de protección radiológica; el tratamiento de los desechos radiactivos generados y los registros de dosimetría individual de personal.

CENTROS DE MEDICINA NUCLEAR

En este tipo de instalaciones se efectúa el diagnóstico y estudio, no solo anatómico sino también funcional, de ciertas enfermedades, mediante la aplicación al paciente de drogas "marcadas" con mate-

rial radiactivo (radiofármacos). La conveniencia de este tipo de aplicaciones se basa en que algunos radioisótopos poseen características importantes para facilitar el diagnóstico "in vivo", tales como:

- ✓ Se puede detectar su presencia en cantidades muy pequeñas a distancia, debido a que, al desintegrarse los núcleos radiactivos incorporados en los tejidos del paciente, la radiación emitida posee energía suficiente como para penetrar espesores importantes de materia, informando de su presencia a un detector adecuado.
- ✓ Su comportamiento químico en el organismo es similar al del elemento estable.

El radiofármaco se puede administrar por vía endovenosa, oral o por inhalación. Prácticamente el 85% de los estudios utiliza tecnecio 99m (con actividades del orden de 600 GBq); otros radionucleidos empleados son el talio 201, el galio 67 y el yodo 131 (con valores de actividad menores).

La medición de la cantidad de radionucleido asimilada, se realiza con sistemas de detección que han ido evolucionando con el tiempo, desde los de obtención de imagen plana, como el centellógrafo de barrido y la cámara gamma, hasta los del tipo de imagen tomográfica como la tomografía de emisión fotónica única computarizada (SPECT, siglas de su nombre en inglés) y la tomografía por emisión de positrones (PET, de su nombre en inglés).

Los riesgos asociados al diagnóstico "in vivo" son los de la irradiación externa y la contaminación interna del personal ocupacionalmente expuesto.

Para el manejo de las fuentes radiactivas de uso en medicina nuclear, denominadas "fuentes abiertas", las instalaciones se diseñan de modo de confinar apropiadamente el material radiactivo dentro de las zonas de trabajo (cuarto de depósito y fraccionamiento, cuarto de aplicación, salas de medición, sanitarios, etc.). Para limitar los riesgos de irradiación externa y de contaminación interna se requieren, respectivamente, blindajes acordes a la naturaleza de los radionucleidos empleados y superficies de trabajo de fácil limpieza y descontaminación.

Dado que los radionucleidos de uso corriente en medicina nuclear poseen un período de desintegración corto, horas o días, y que las actividades utilizadas son relativamente bajas, las instalaciones están en condiciones de tratar por sí mismas los desechos radiactivos generados por la práctica. Para ello los elementos contaminados con material radiactivo se depositan en recipientes de almacenamiento blindados, hasta que dicho material decaiga, para entonces ser eliminado como desecho convencional o patológicamente peligroso, según corresponda.

Requisitos que debe cumplir una instalación que realice tareas en medicina nuclear:

- **Cuarto caliente** de uso exclusivo con medidas mínimas de 1,50 m x 2,00 m, el cual debe poseer una puerta con llave, adecuadamente señalizado. Los blindajes deben ser acordes a los nucleidos a emplear. Las superficies de trabajo (mesadas, sobremesadas y pisos) deben ser impermeables. Debe tener instalada dos piletas separadas entre sí por una distancia mínima de 1,50 m, una de ellas no debe poseer sifón y está destinada al lavado de elementos contaminados. El equipamiento mínimo de radioprotección es un detector portátil con sonda para poder medir tasa de exposición y contaminación superficial. Todo servicio destinado al uso de radionucleidos "in vivo" debe poseer un calibrador de actividad (activímetro) con cámara de ionización, a efectos de garantizar la precisión y exactitud de la actividad que se administrará al paciente. También debe poseer una pantalla blindada de fraccionamiento con visión directa o indirecta donde se preparará el fármaco a inyectar.

- **Cuarto de aplicación** dado que el cuarto caliente está destinado al depósito y fraccionamiento de material radiactivo se debe contar con un lugar adecuado para la administración del compuesto marcado al paciente.
- **Baño para pacientes a los que se ha administrado material radiactivo** debidamente identificado pues el paciente elimina parte del radiofármaco por orina y se debe considerar la posibilidad de contaminación de los sanitarios evitando su uso por miembros del público.
- **Sala de espera** para pacientes a quienes se le haya administrado material radiactivo inyectados separada de la sala de espera general.
- **Cuarto de medición**, se trata de un ambiente cuya dimensiones dependen del equipo de detección que se utilice (centellógrafo, brazo de captación, cámara gamma, SPECT, PET).

El servicio está bajo la responsabilidad de un profesional médico que debe poseer permiso individual vigente otorgado por la Autoridad Regulatoria Nuclear, para el o los propósitos de uso (diagnóstico y/o tratamiento).

Inspecciones

En las inspecciones se verifica que la instalación cumpla con las normas de protección radiológica.

En particular se verifica el cumplimiento y mantenimiento de los requerimientos mínimos solicitados para este tipo de instalación, los procedimientos operativos empleados incluyendo la adecuada gestión de los desechos radiactivos generados, el estado operativo de los equipos que posee el servicio, el correcto uso de los blindajes destinados a la guarda de los radionucleidos, las tasas de exposición en las áreas de trabajo, los niveles de contaminación superficial, los registros de dosimetría individual del personal médico y técnico del servicio y las medidas a adoptar o procedimientos en caso de incidentes o accidentes con el material radiactivo.

Durante 1998 se realizaron 116 inspecciones a centros de medicina nuclear.

LABORATORIOS DE DIAGNÓSTICO "IN VITRO"

Las instalaciones de diagnóstico "in vitro" consisten en un laboratorio, generalmente complementario a los de análisis clínicos, destinado a determinar la cantidad de hormonas peptídicas, no peptídicas o sustancias no hormonales presentes en una muestra de plasma u orina tomada del paciente.

El procedimiento consiste en introducir en la muestra una cantidad conocida de la misma sustancia que se desea determinar, marcada con material radiactivo, compitiendo ambas por enlazarse a un receptor presente en el medio.

Los radionucleidos marcadores más empleados son yodo 125, hidrógeno 3 (tritio) y carbono 14. Las actividades utilizadas en los ensayos "in vitro" son del orden de los 100 a 200 kBq.

Los riesgos asociados al diagnóstico "in vitro" son extremadamente bajos debido a las bajas actividades y energías radiantes de los isótopos utilizados. El laboratorio de diagnóstico "in vitro" se diseña de modo de confinar el material radiactivo dentro de la zona de trabajo. Para limitar el riesgo de contaminación e incorporación de radionucleidos se requieren superficies de trabajo de fácil limpieza y descontaminación.

El laboratorio de diagnóstico "in vitro" debe estar físicamente separado del laboratorio general, ser de uso exclusivo, poseer puerta con llave y estar adecuadamente señalizado. La mesada de trabajo y la sobremesada (hasta 50 cm) deberán poseer superficies impermeables y contar con una pileta sin sifón, destinada para el lavado de material.

El equipamiento mínimo requerido es un espectrómetro de pozo.

El laboratorio debe estar bajo la responsabilidad de un profesional con permiso individual vigente otorgado por la Autoridad Regulatoria Nuclear, para el propósito correspondiente.

Inspecciones

Las instalaciones destinadas a este propósito, debido al bajo riesgo, son inspeccionadas sólo en el momento de emitirles la primera Autorización de Operación (que tiene cinco años de validez) y en las renovaciones sucesivas.

Durante las inspecciones se verificaron el estado del área de trabajo con material radiactivo y el tratamiento de los desechos radiactivos generados. Durante el año se realizaron 137 inspecciones a este tipo instalaciones.

MEDIDORES INDUSTRIALES

La medición de diferentes parámetros en procesos industriales (tales como nivel, espesor, densidad, humedad, etc.), en una planta donde se utilizan materiales sólidos, líquidos, o en forma de granallas, se basa en la medición de la intensidad de radiación dispersada o transmitida por los referidos materiales.

La radiación es emitida por una fuente encapsulada que emite radiación gamma, beta o de neutrones, la que forma parte del sistema de medición.

En los medidores de nivel, por ejemplo, si la densidad superficial es elevada se utilizan fuentes gamma de cobalto 60 o de cesio 137, en caso contrario se utilizan fuentes beta de estroncio 90, prometio 147 o criptón 85.

Los períodos de semidesintegración de dichos radioisótopos, permiten que no sea necesario cambiar frecuentemente las fuentes, lo que resulta apropiado para su aplicación en la industria.

Las configuraciones de fuente y detector dependen, en cada caso, de las características del proceso a medir y del lugar donde se instala el equipo. Así, los medidores de nivel, de caudal másico, de densidad, y de espesor, suelen estar instalados en forma fija como parte de la línea de proceso. Ellos miden la transmisión de radiación a través del producto, y poseen la fuente (gamma o beta) y el detector instalados en lados opuestos del producto a medir. En cambio, los medidores de humedad miden neutrones, los cuales una vez dispersados y termalizados por la humedad presente, son medidos por un detector colocado del mismo lado que la fuente emisora de neutrones.

Los medidores de densidad y humedad de suelos, son de uso muy común y configuran un caso aparte por ser equipos portátiles. Las fuentes de radiación gamma, de neutrones, y los propios detectores están instalados en la base del equipo y miden la radiación retrodispersada por el material analizado, habitualmente el suelo.

Estos equipos suelen brindar la posibilidad de extraer la fuente del mismo, mediante un aplicador la fuente puede ser introducida unos centímetros en el suelo dentro de un agujero previamente perforado. En esta última configuración los detectores miden la interacción de la radiación con el suelo en una zona de mayor profundidad que en la configuración de retrodispersión en la que interviene solamente la capa más superficial.

Medidor de gramaje de papel

El principal riesgo asociado a los medidores industriales es la irradiación externa del personal ocupacionalmente expuesto o del público, en los casos de fallas del equipo o de la pérdida de control del mismo.

Si bien las tasas de dosis mientras las fuentes están dentro de los blindajes, son reducidas, la pérdida del control sobre alguna de estas fuentes pueden producir:

- ✓ Exposiciones innecesarias debido a una permanencia prolongada de personas en cercanías de la fuente, o de un equipo que hubiera quedado en posición de irradiación.
- ✓ Sobreexposiciones del personal o público debido al deterioro o eliminación del blindaje.

Una causa común de pérdida de control es el deterioro de los soportes de los equipos por sustancias corrosivas o el calor, propios de los procesos que se controlan. Otra causa es la falta de cuidado en el almacenamiento de los equipos cuando están desmontados (para su mantenimiento o para ser reemplazados, etc.). Dicha falta de control puede conducir a pérdida por extravío o por robos, exponiendo a las personas a los efectos deletéreos de las radiaciones.

Inspecciones

Las inspecciones pueden ser rutinarias o de habilitación y abarcan los medidores instalados funcionando y los almacenados en depósitos de cada empresa.

Durante la inspección se verifican principalmente los siguientes aspectos:

- Identificación del cabezal del medidor instalado, señalización de la zona y tasas de dosis en contacto.
- Inventario radiactivo, con el objeto de asegurar que no haya fuentes fuera de control.

Con relación a los medidores almacenados se verifica que la empresa disponga de un depósito exclusivo para esta formalidad. El lugar debe permanecer normalmente cerrado con llave, indicando, mediante carteles o símbolos, que en su interior hay material radiactivo, aclarando, además, el nombre de las personas responsables.



La frecuencia de inspección es de una vez cada dos años, en condiciones de operación normal. Para las habilitaciones iniciales o el incremento del número de equipos de detección se realizan inspecciones específicas. Durante 1988 se efectuaron 66 inspecciones.

USO DE RADIOISÓTOPOS EN LA EXPLORACIÓN Y EXPLOTACIÓN PETROLÍFERA

Distintas técnicas en la exploración y explotación petrolífera utilizan material radiactivo. Entre las mismas se pueden citar las siguientes:

- Medición de densidad de mezclas, arenas, etc., y determinación del perfil de densidades del material que forma las paredes del pozo. Para dichas operaciones, se usan fuentes encapsuladas de cesio 137 con actividades entre 74 y 370 GBq.
- Medición de la concentración de hidrocarburos en las napas, donde se emplean fuentes de neutrones de americio-berilio con actividades de hasta 740 GBq.
- Determinación de la existencia de canalizaciones entre pozos, para lo cual se usan fuentes de tritio (hidrógeno 3) con actividades de hasta 370 GBq.
- Detección de la velocidad de circulación entre pozos; se emplean soluciones de yodo 131, con actividades de hasta 740 GBq, diluidas en el agua de inyección.

A diferencia de otras ramas de la industria, donde sólo se emplean fuentes encapsuladas, en la explotación petrolífera se usa tanto fuentes radiactivas encapsuladas como abiertas. Las fuentes radiactivas abiertas, generalmente de actividad baja a media, se ingresan al medio geológico donde se diluyen o decaen lo suficiente como para que el impacto ambiental sea mínimo.

Estas técnicas normalmente son aplicadas por empresas cuyas bases operativas se encuentran en zonas adyacentes a los yacimientos en explotación.

Los principales riesgos asociados a la utilización de fuentes abiertas o encapsuladas en la industria petrolera, son la irradiación externa o la contaminación interna del personal ocupacionalmente expuesto.

Las bases operativas deben contar con un depósito adecuadamente blindado para el almacenaje de las fuentes. Desde allí se transportan a los pozos, en recipientes blindados y dentro de camiones, efectuándose este transporte de acuerdo a las previsiones de la normativa vigente.

Durante la práctica con fuentes encapsuladas, éstas se extraen de su blindaje, rápidamente se la coloca y ajusta en una herramienta especial que luego desciende al fondo del pozo para relevar los perfiles buscados. El operador guía seguidamente a dicha herramienta durante su ingreso a la boca del pozo, y la operación se repite en forma inversa una vez que se terminó de efectuar las mediciones.

Para utilizar el material radiactivo en forma de fuente abierta (líquido o arenas marcadas), éste se inyecta en el pozo por medio de bombas especiales con sistemas dosificadores del material radiactivo, o mezclando éste directamente con un medio adecuado.

En todos los casos, se debe realizar un estudio, para garantizar que el impacto ambiental sea mínimo y se cumpla con la normativa vigente, analizando todas las vías posibles de irradiación del público.

Inspecciones

Durante las inspecciones se verifican principalmente:

- El inventario radiactivo y la integridad de las fuentes.
- Las condiciones de los depósitos de las fuentes radiactivas y de los blindajes para su transporte; las tasas de exposición en las áreas de trabajo y los registros de dosimetría individual.

Durante el año 1998 se realizaron 35 inspecciones a instalaciones petroleras.

GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL

La gammagrafía es una técnica de ensayos no destructivos que se utiliza para estudiar la integridad y calidad de soldaduras, del material de tuberías, tanques, piezas metálicas diversas, etc. Su uso es intensivo durante la construcción de grandes piezas metálicas, en el montaje de plantas industriales, en el tendido de oleoductos y gasoductos, y durante el mantenimiento de estas instalaciones. También se utiliza para estudiar el estado de estructuras de hormigón armado en las construcciones.

Los proyectores de gammagrafía industrial son equipos robustos, que pueden emplearse prácticamente en cualquier sitio, siendo una técnica que es muy confiable, por lo que su uso está extendido en todo el mundo.

Durante la práctica se coloca una fuente de radiación cerca del objeto que será estudiado, y se obtiene una radiografía del mismo. La atenuación diferencial que producen los defectos de las soldaduras o del volumen de la pieza, produce imágenes de los mismos en las placas radiográficas. Actualmente se utilizan principalmente fuentes radiactivas encapsuladas de iridio 192 y de cobalto 60 y, en menor medida, fuentes radiactivas de iterbio 169, de tulio 170 y de cesio 137. Durante 1998 se empezaron a comercializar equipos con fuente de selenio 75.

En un equipo de gammagrafía típico el blindaje está ubicado en el centro. Posee un canal que lo atraviesa y por el que se desplaza la fuente cuando debe efectuarse una exposición gammagráfica. Hay diferentes modelos de equipos, algunos poseen canal recto y otros de canal curvo, lo que determina el tipo de mecanismo de traba y fijación de la fuente.

El cable de arrastre con una unidad de control remoto o dispositivo tipo manivela permite mover la fuente para su operación remota. Este cable se sujeta al extremo de la fuente, la que asoma desde el equipo en la zona donde se halla el mecanismo de traba de la fuente. Durante la operación, la fuente es arrastrada desde su posición dentro del blindaje hasta el extremo cerrado del tubo guía de fuente, el que ha sido colocado exactamente en el punto donde se debe efectuar la radiografía.

Los equipos poseen un dispositivo que libera la fuente de su traba, sólo por la acción voluntaria del operador y únicamente si se ha conectado el cable de arrastre al extremo de la fuente, y si además se ha conectado apropiadamente el tubo guía de arrastre al equipo. El dispositivo de traba posee una llave que sólo puede ser accionada si previamente se han cumplido los pasos mencionados. Inversamente, la llave sólo puede ser retirada una vez que la fuente retorna completamente a su posición dentro del canal del blindaje. Los operadores no deben efectuar reparaciones que modifiquen los dispositivos de traba de fuente en estos equipos, ni deben operar los equipos cuyos dispositivos de

seguridad o sus accesorios no estén en condiciones adecuadas. Las reparaciones inapropiadas, las modificaciones indebidas y el desgaste de los conectores y trabas, suelen ser causa de una parte importante de los accidentes en este tipo de práctica.

Además el personal de operación debe contar con los elementos de radioprotección necesarios: dosímetros personales de lectura directa y diferida, exposímetros de tasas de dosis provistos de alarma audible, monitores de radiación capaces de leer sin saturación tasas de dosis de hasta 100 mSv/h, elementos para delimitar las áreas de trabajo, elementos para manejar situaciones de emergencia, etc.

Los contenedores y equipos para el transporte y recambio de las fuentes, deben ser bultos de transporte (tipo B(U)). Todos ellos deben contar con el correspondiente certificado emitido por la autoridad competente del país donde se fabricaron, y con la correspondiente autorización emitida por la Autoridad Regulatoria Nuclear. Los equipos y especialmente las fuentes deben estar adecuadamente señalizados.

Gammagrafía de una tubería



Inspecciones

Durante las inspecciones, que pueden ser rutinarias o de habilitación, se inspecciona el lugar de almacenamiento de los contenedores (inspecciones de depósito) y la práctica propiamente dicha donde se radiografían los tubos o cañerías (inspecciones de campo). A continuación se describen los aspectos verificados durante estas inspecciones de los depósitos:

- Correcta señalización del depósito.
 - Medición de tasas de dosis en las inmediaciones del mismo.
 - Mediciones de tasas de dosis en contacto en varios puntos de la superficie exterior de los contenedores.
 - Inspección del estado de conservación del contenedor verificando su identificación, existencia de la chapa identificatoria de la fuente que se aloja en su interior, verificación del modelo de la fuente.
 - Accionamiento de la llave de cierre del contenedor para verificar el funcionamiento de la cerradura.
 - Inspección del estado de los telemandos, tubos guía y demás accesorios.
- Verificación del instrumental de radioprotección.
 - Estado del libro de movimiento de fuentes y equipos. Se verifica su grado de actualización tomando nota del destino en ese momento de los lugares de trabajo y realizando el control con los datos de archivos la ARN.

En las inspecciones de campo se efectúan algunos de los controles mencionados anteriormente y además se realiza:

- Verificación del instrumental de radioprotección tanto del operador como de su ayudante y su empleo correcto.
- Verificación de la señalización de la zona.
- Monitoreo de los vallados.

El resultado de la inspección es volcado a un Acta o informe donde además se colocan los requerimientos a cumplir.

La frecuencia recomendable de inspección, teniendo en cuenta que los equipos poseen fuentes radiactivas de considerable actividad y que en su mayoría son móviles, es anual.

Existen 48 empresas que se dedican a la gammagrafía, distribuidas en las provincias de Buenos Aires, donde se halla más del 60% de las mismas, Mendoza, Santa Fe, Córdoba, Neuquén y Corrientes. El inventario total de equipos de gammagrafía es de alrededor de 220 equipos. El 50% de esas empresas se dedican a realizar servicios a terceros y las restantes son departamentos de empresas que utilizan los ensayos no destructivos en sus propias plantas.

Durante el año 1998 se realizaron 49 inspecciones regulatorias a instalaciones de gammagrafía industrial.

CENTROS DE INVESTIGACIÓN Y DOCENCIA

El uso de radionucleidos en técnicas experimentales de laboratorio, tanto para fines de investigación como de docencia, permite al investigador adquirir importante información que a veces es imposible obtener con otra metodología. Las áreas de aplicación de dichas técnicas incluyen estudios sobre el control de plagas, la agricultura, la ganadería, la geoquímica, la biología y la genética molecular, la ecología y el medio ambiente. La ventaja de utilizar isótopos radiactivos como "trazadores" es que su comportamiento dentro de un sistema biológico viviente, es exactamente idéntico al isótopo estable. Además, la detección de la radiación que emiten los radionucleidos utilizados como trazadores es exacta y precisa, aun utilizando cantidades muy pequeñas, por lo que las mediciones resultan de alta confiabilidad.

Los riesgos asociados a estas técnicas son generalmente muy pequeños, debido a las bajas actividades involucradas. Las instalaciones se diseñan de acuerdo al tipo de fuentes radiactivas que utilizan (fuente cerrada o abierta).

En el país se cuenta con aproximadamente 200 instalaciones destinadas a este propósito, ubicadas en universidades nacionales y provinciales, y en instituciones de investigación como el CONICET, el INTA, etc. La frecuencia recomendable de inspección es una cada dos años.

Inspecciones

Se verifica, durante las inspecciones, el cumplimiento y mantenimiento de los requerimientos mínimos solicitados para este tipo de práctica, los procedimientos operativos empleados incluyendo la adecuada gestión de los desechos radiactivos generados, el estado operativo de los equipos que posee el laboratorio, el correcto uso de los blindajes destinados a la guarda de los radionucleidos, las tasas de exposición en las áreas de trabajo, los niveles de contaminación superficial y los registros de dosimetría individual del personal del servicio.

Durante el año 1998 se realizaron 44 inspecciones a este tipo de centros.

Número total de inspecciones a instalaciones médicas, industriales y de investigación y docencia

En la tabla siguiente se indica el número de inspecciones realizadas durante 1998:

Tipo de instalación o práctica	Número de inspecciones
Teleterapia	135
Braquiterapia	73
Medicina nuclear y radioinmunoanálisis	253
Gammagrafía industrial	49
Equipos medidores industriales	66
Usos en explotación petrolera	35
Investigación y docencia	44
Importación y venta de material radiactivo	6
Fraccionamiento de fuentes	5
Instalaciones menores de la CNEA	25

La tarea de inspección en estas instalaciones ha insumido un total de 1382 días hombre. El detalle de las mismas se presenta en el Anexo 2.

Los hechos destacados ocurridos durante 1998 en instalaciones médicas e industriales se resumen a continuación:

IPAKO S.A.

El 13 de julio de 1998 el Jefe de Seguridad en el Trabajo de la empresa IPAKO G&Z de Ensenada, provincia de Buenos Aires, se comunicó con personal de la CNEA manifestando que en las instalaciones de dicha empresa poseían 3 fuentes radiactivas, y era de su interés eliminarlas, dado que la planta se encontraba fuera de operación. La CNEA transmitió la información a la ARN donde se revisaron los registros, determinándose que dicha empresa carecía de Autorización de Operación para la tenencia y uso de material radiactivo. La ARN realizó una inspección a la planta de IPAKO S.A. A los efectos de verificar el inventario radiactivo y las condiciones de seguridad e integridad de las fuentes radiactivas.

Del análisis de la documentación aportada por la empresa y las mediciones efectuadas, pudo determinarse que estas fuentes son de radio 226 y habrían sido instaladas en el lugar en que se encontraban en el año 1958, sin conocimiento de la autoridad competente en ese momento.

Se requirió a la empresa IPAKO S.A. la gestión de las fuentes radiactivas, la que efectivamente fue realizada por personal del Área de Gestión de Residuos Radiactivos de la CNEA.

INTERIMAGEN S.R.L.

El 11 de marzo de 1998 se recibió en esta Autoridad Regulatoria Nuclear una llamada telefónica anónima, quién mencionó que en la Clínica RAWSON, sita en la Av. Entre Ríos 1669 de la ciudad de Buenos Aires, funcionaba un servicio de medicina nuclear sin Autorización de Operación.

El 12 de marzo, personal de la ARN concurrió a dicha clínica y comprobó la realización de diagnósticos en medicina nuclear sin la debida Autorización de Operación. La ARN dio inicio al correspondiente expediente de sanciones para deslindar las responsabilidades.

Incidentes ocurridos durante 1998: véase Intervenciones del SIER en el Capítulo 8.