

INSTALACIONES CONTROLADAS

La ARN controla, desde el punto de vista de la seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física, más de 1700 instalaciones distribuidas en todo el territorio nacional como puede verse en las figuras 4 y 5 de la sección anterior. En los cuadros siguientes se las agrupa en categorías teniendo en cuenta el grado de complejidad.

En primer lugar se detallan los reactores nucleares:

Reactores nucleares	
Central Nuclear Atucha I y II Central Nuclear Embalse	Reactores de investigación RA 1, RA 3, RA4 y RA 6 Conjuntos críticos RA 0, RA 1 y RA 8

A continuación se indican las restantes instalaciones relevantes:

Instalaciones radiactivas relevantes	
Acelerador electrostático TANDAR	Planta de conversión de hexafluoruro de uranio a óxido de uranio
Ciclotrón para producción de radioisótopos	Planta de enriquecimiento de uranio
Plantas de producción de radioisótopos	Laboratorio Facilidad Alfa
Planta de producción de molibdeno 99 por fisión	Laboratorio Triple Altura
Planta de fabricación de fuentes encapsuladas de cobalto 60	Laboratorio de uranio enriquecido
Planta industrial de irradiación IONICS	Área de gestión de residuos radiactivos
Planta semi-industrial de irradiación	Depósito de material fisiónable
Planta de núcleos cerámicos	Irradiador móvil IMCO 20
Planta de conversión de dióxido de uranio	Irradiador móvil IMO 1
Fábrica de elementos combustibles CONUAR	Planta de irradiación de barros (PIBA)
Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI)	Irradiador modular (EMI-9)
Laboratorio de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación (ECRI)	Laboratorio de ensayos posirradiación
	Laboratorio de facilidad radioquímica

Las instalaciones menores, asociadas a aplicaciones médicas e industriales, se resumen en el cuadro siguiente:

Instalaciones menores	
Centros de teleterapia	Equipos medidores industriales
Centros de braquiterapia	Uso de radioisótopos en la explotación petrolera
Centros de medicina nuclear y radioinmunoanálisis	Centros de Investigación y docencia
Equipos de gammagrafía industrial	

La ARN controla, además, 8 complejos minero fabriles de uranio, solo 2 de los cuales se encuentran en operación, y 25 instalaciones menores dependientes de la CNEA.

En esta sección se describen los aspectos básicos de todas las instalaciones mencionadas.



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 es de 335 MW y de la CNE de 600 MW. 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..

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I (CNA I)

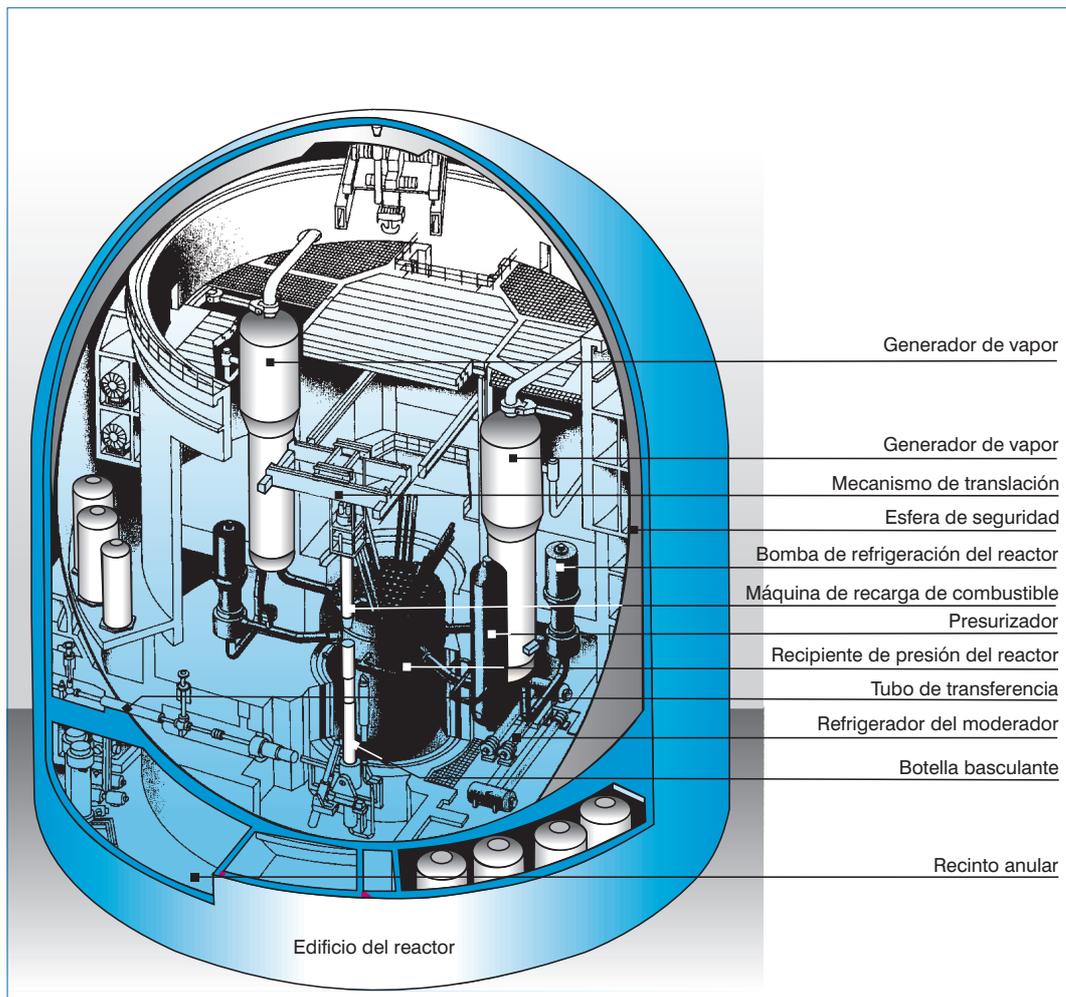
La CNA I está situada junto a la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a 7 km de la localidad de Lima, provincia de Buenos Aires, y a 100 km aproximadamente al noroeste de la ciudad de Buenos Aires. El reactor es del tipo recipiente de presión, utiliza uranio natural como combustible y está moderado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

En el siguiente cuadro se resumen las características técnicas de la central:

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	Concentración de agua pesada Caudal de medio refrigerante en los canales de refrigeración	99,75 D ₂ O en peso 20210 t/h
Tipo del elemento combustible	Haz c/ 37 barras	Conductividad	4 a 20 μMho
Número de canales	253	Oxígeno	0,01/0,05 ppm
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4	pD	10,2 a 10,9
Longitud del elemento combustible	6180 mm	Crud	0,01 a 0,02 ppm
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	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

Un corte del edificio del reactor puede observarse en la Figura 1:

Figura 1. Corte del edificio del reactor de la CNA I



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).

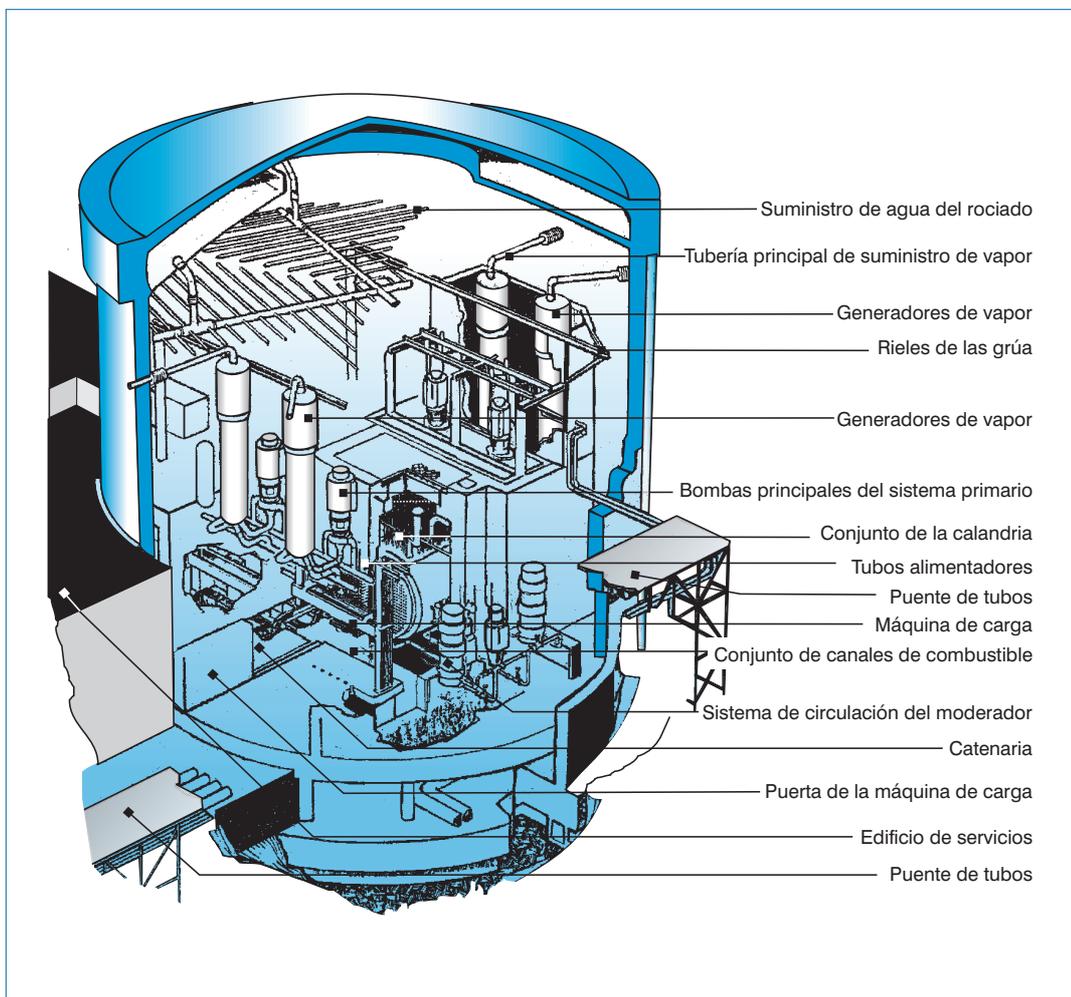
El emplazamiento de la central se ubica en la península de Almafuerde, en la costa sur del embalse del Río Tercero, a 665 metros sobre el nivel del mar. Se encuentra a 110 km al sur de la ciudad de Córdoba, a 25 km al oeste de la ciudad de Río Tercero y a 5 km al sudoeste de la localidad de Embalse.

Las características técnicas de la central nuclear y un corte del edificio del reactor pueden observarse en la Figura 2.

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		
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 t/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

Figura 2. 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.

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-generator 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	Tipo
Potencia eléctrica neta	693 MW(e)	Método de recambio de combustible	Temperatura a la salida del recipiente de presión
Potencia eléctrica bruta	744,7 MW(e)	Número de canal	Presión normal a la salida del recipiente de presión
Potencia térmica	2160 MW(t)		Caudal
Moderador y reflector	Agua pesada		Potencia térmica total transferida a los generadores de vapor

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

En nuestro país existen seis 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.

CONJUNTO CRÍTICO RA 0

Ubicación	Facultad de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales. Ciudad Universitaria. Córdoba
Entidad responsable	Universidad Nacional de Córdoba
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

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 fisionable (3).

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

REACTOR DE INVESTIGACIÓN RA 1

Ubicación	Centro Atómico Constituyentes
Entidad responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
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 anterior).

REACTOR DE INVESTIGACIÓN Y PRODUCCIÓN RA 3

Ubicación	Centro Atómico Ezeiza
Entidad responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
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 riesgos 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.

CONJUNTO CRÍTICO RA 4

Ubicación	Facultad de Ciencias Exactas, Ingeniería y Agrimensura. Ciudad Universitaria. Rosario
Entidad Responsable	Universidad Nacional de Rosario
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 siste-



ma 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 128).

REACTOR DE INVESTIGACIÓN RA 6

Ubicación	Centro Atómico Bariloche
Entidad responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
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 accidentales. Dosis por exposición laboral normal, estimada inferior a 1/10 del límite anual limitada por diseño y procedimientos de trabajo.



Reactor de investigación RA 6

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 129).



CONJUNTO CRÍTICO RA 8

Ubicación	Pilcaniyeu, provincia de Río Negro
Entidad responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
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

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 introducción 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.

INSTALACIONES RADIATIVAS RELEVANTES

La ARN controla un conjunto de 25 instalaciones relevantes existentes en el país, además de los reactores nucleares, cuyo detalle y distribución geográfica pueden observarse en la figura 4 de la Sección anterior. 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.

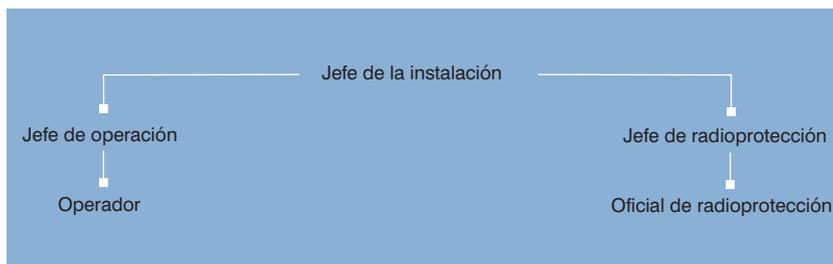
MÁQUINAS ACELERADORAS DE PARTÍCULAS

ACELERADOR ELECTROSTÁTICO 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 licenciados 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.

Columna del acelerador Tandar



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.

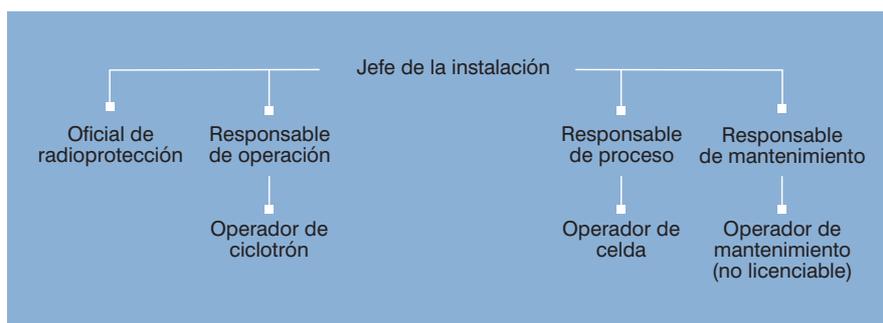
Se realiza el monitoreo individual de la irradiación externa mediante dosímetros termoluminiscentes de lectura mensual.

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.



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 1998.

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 portablancos. El bunker y las salas de irradiación están construidos con paredes exteriores y piso en hormigón de 2,35 g/cm³ 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 manejo 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.

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.

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 manejo 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.

Planta de producción de radioisótopos



PLANTA DE 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.

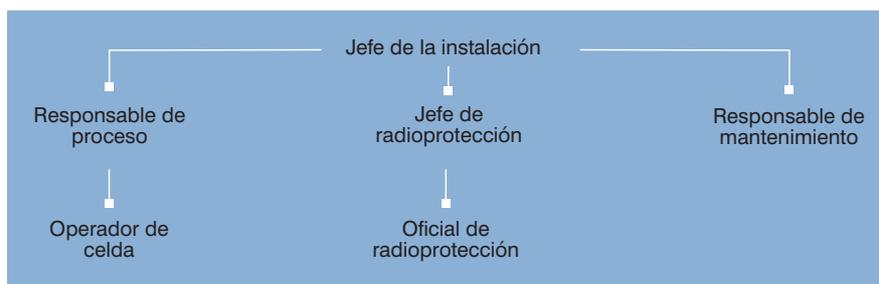
El molibdeno 99 es la materia prima para la fabricación de los generadores de tecnecio 99 metaestable, uno de los radioisótopos de mayor uso en medicina nuclear.

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.



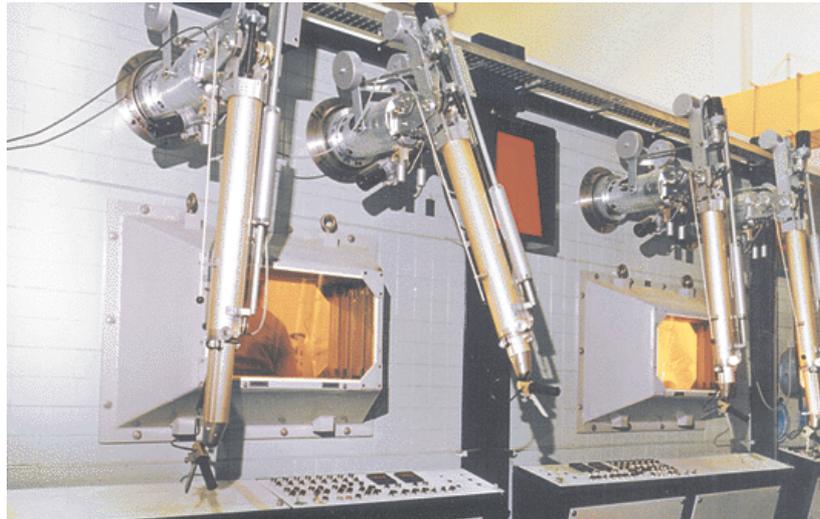
personal cuenta con licencia y autorización específica; las posiciones licenciadas se muestran en el organigrama adjunto.

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.

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.

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

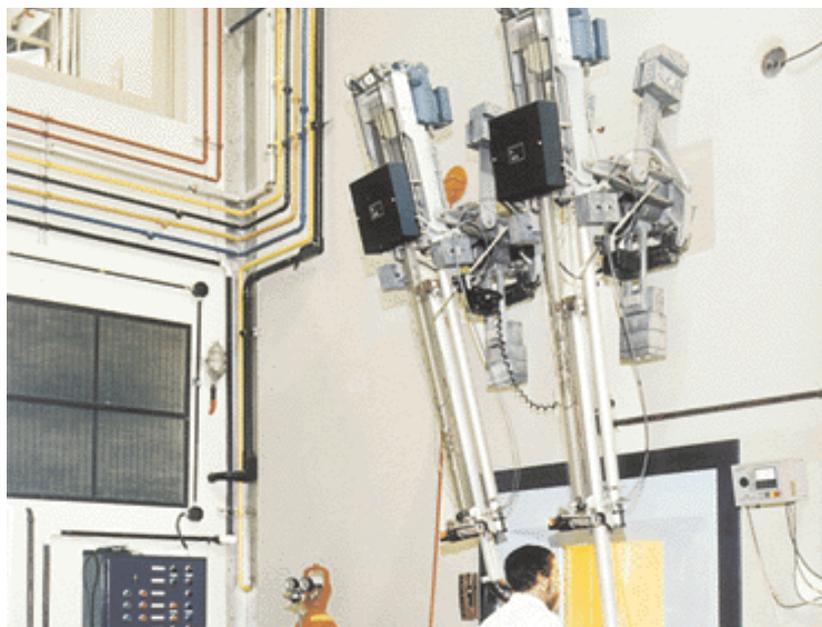


La instalación lleva a cabo rutinariamente la vigilancia de las descargas gaseosas al ambiente, y el control radiológico en las diferentes áreas de trabajo.

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.

Planta de fabricación de fuentes encapsuladas



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 licenciadas 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.

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.

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 principal riesgo radiológico asociado al funcionamiento de la instalación es el de irradiación.



ción 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 enclava 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.

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.



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.

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

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 pre-determinada, 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. En el organigrama adjunto se indican las posiciones licenciables.



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 si-



guientes 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.

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 Dixitek 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 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. 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.

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 fluorhídrico 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.

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.

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 1º 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.

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, homogenización 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 inter-

na 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.

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 incorpora-



ción 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.

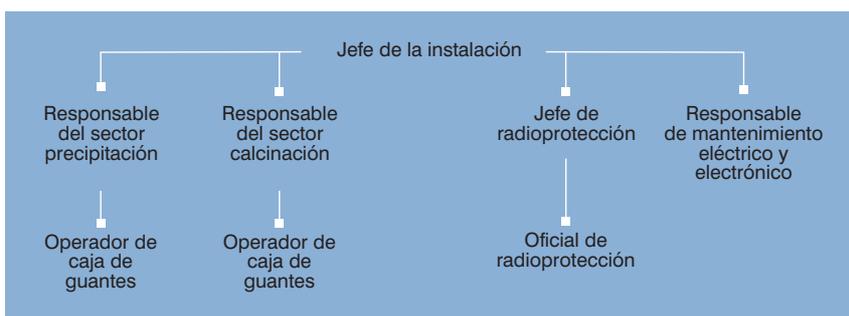
PLANTA DE CONVERSIÓN DE UF₆ A U₃O₈

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 uranio 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.

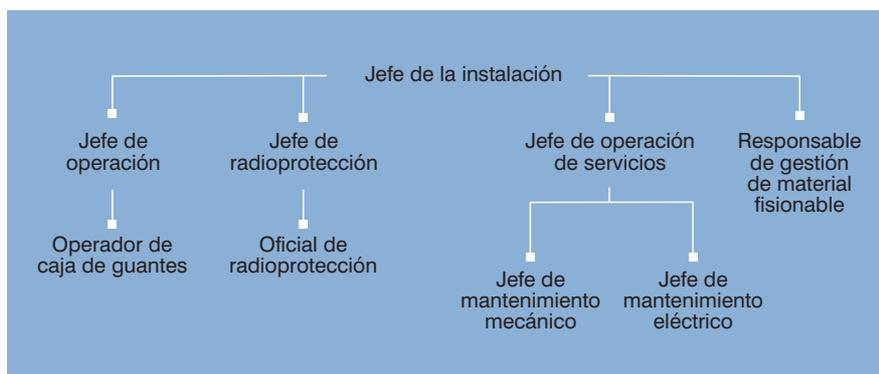
Los trabajadores son controlados mediante monitores portátiles antes de abandonar el área controlada con el objeto de determinar una posible contaminación externa. Para evaluar la contaminación interna, se toman rutinariamente muestras de orina y se determina la concentración de uranio en las mismas.

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.



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.

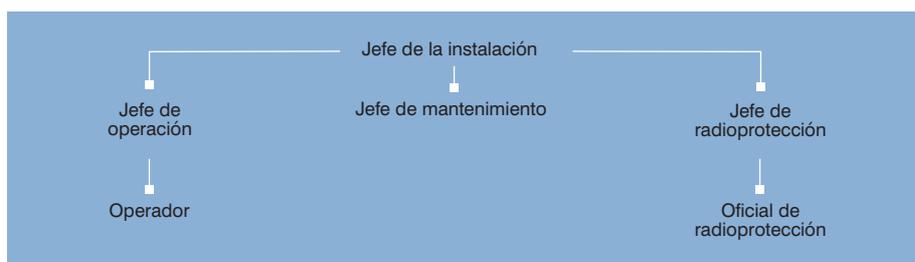
Por tratarse de una planta de recuperación, su materia prima es de variada composición, razón por la cual la primera etapa del proceso es una disolución que presenta características variables pero cuyo resultado es siempre una solución impura en medio nítrico.

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.

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 fisionable 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.



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.

COMPLEJOS MINERO FABRILES

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 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 diluída 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 las 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.

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 escurrentías 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
Pichiñán (Chubut)	CNEA	1981
Tonco (Salta)	CNEA	1981
Los Gigantes (Córdoba)	Sánchez Granel obras de ingeniería S.A.	1982
Malargüe (Mendoza)	CNEA	1993
La Estela (San Luis)	URANCO S.A.	1990
Los Colorados (La Rioja)	URANCO S.A.	1996



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

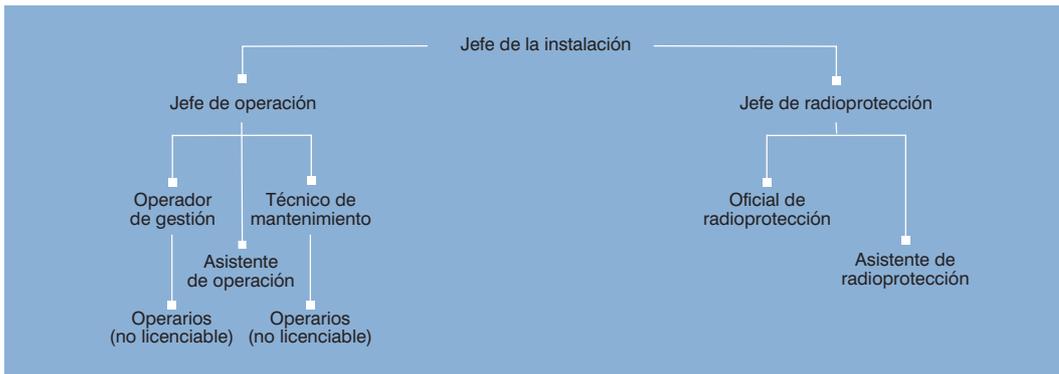
Se trata de un depósito para el almacenamiento temporario de elementos combustibles irradiados provenientes de reactores de investigación y de producción.

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.

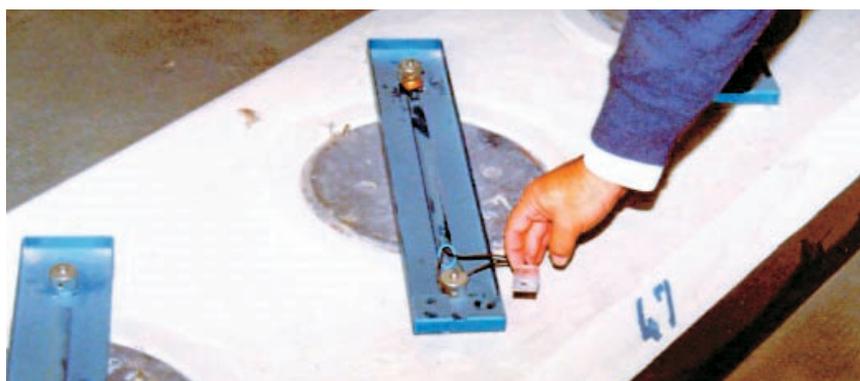
El impacto de la operación del área en las aguas subterráneas se evalúa monitoreando el agua de la napa freática mediante la toma de muestras de los piezómetros distribuidos en el área.

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.

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.



Precintos de fibra óptica y metálico en el Depósito de material fisionable especial (CNEA)



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.

INSTALACIONES MENORES DE LA CNEA

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 radioisótopos 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

INSTALACIONES MENORES

CICLOTRON Y LÍNEA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS PARA PET

El Ciclotrón y la línea de producción de radioisótopos por emisión de positrones (PET) es una instalación relevante construida en la Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN) de la ciudad

de Mendoza. La 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 pacientes 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 compuestos que se utilizan como radiotrazadores (radiomarcadores) son ^{11}C , ^{13}N , ^{15}O y ^{18}F . Estos elementos (emisores de positrones) emiten radiaciones que pueden ser detectadas por el tomógrafo. Estos radioisótopos tienen periodos de semidesintegración muy cortos, por lo que se deben producir en las proximidades del tomógrafo. Por lo tanto, la utilización eficiente de un tomógrafo por emisión de positrones, necesita de la instalación de un *ciclotrón* generador de radioisótopos y de un *laboratorio de radioquímica*. En la tabla siguiente se indican, detalles de las reacciones de producción.

Reacciones de producción				
Reacción	Tipo de blanco	Producto	Energía máx	T 1/2
$^{14}\text{N}(p, n)^{11}\text{C}$	Gaseoso (^{14}N)	$^{11}\text{CO}_2$	1 MeV	20,4 min
$^{13}\text{C}(p, n)^{13}\text{N}$	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 (H_2^{18}O)	Ion fluoruro en agua	0,6 MeV	109,7 min

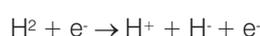
CICLOTRÓN DE PRODUCCIÓN

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.

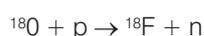
Los iones H^- se extraen a través de una ranura existente en el ánodo, mediante un sistema de radiofrecuencia. El sistema de extracción de haz, conocido como de "stripping foil", se basa en la interacción de los iones H^- con hojuelas delgadas de grafito que retienen los electrones del hidrógeno "desnudando" 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.

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

Laboratorio de Radioquímica: Módulo de Síntesis

Obtención de 2- [^{18}F] FDG

El ^{18}F es un elemento emisor de positrones cuyo período es de 109,7 minutos. El ^{18}F se obtiene a partir del ^{18}O en el Ciclotrón de producción



El ^{18}F se transporta desde el ciclotrón a la Unidad de Servicio (USS) a través de una tubería de teflón. El ^{18}F llega en forma de solución acuosa al módulo de síntesis, donde se obtiene el 2- [^{18}F] FDG.

El producto así obtenido se transfiere mediante He, a través de tuberías de teflón que se encuentran debajo del piso del Laboratorio de Radioquímica, llegando a un vial ubicado dentro del activímetro en la USS.

La celda caliente, donde está ubicado el módulo de síntesis se encuentra en depresión con respecto al laboratorio y tiene un blindaje que es móvil.

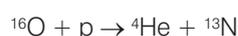
Luego, en forma manual, se traslada el vial en un contenedor de plomo a otra celda caliente, donde se procede a fraccionar las dosis, según las dosis-paciente necesarias. El operador realiza la maniobra de fraccionamiento detrás de un blindaje de plomo y mediante visión indirecta. La dosis-paciente así obtenida, se coloca en un portajeringas plomado y se lleva al tomógrafo/PET para ser administrada al paciente.

El módulo de síntesis es totalmente automático y tiene un software de control, que permite seguir todo el proceso de síntesis de 30 minutos de duración a través de una computadora.

La pantalla de control muestra el estado actual del módulo de síntesis. Además puede observarse la temperatura, presión y la distribución de actividad durante todo el tiempo que dura la síntesis.

Obtención de ^{13}N amonía

El elemento radiactivo emisor de positrones es el ^{13}N cuyo periodo es de 9,7 minutos. El ^{13}N se incorpora en la molécula de amoníaco mediante la reacción:



Desde el ciclotrón se envía el ^{13}N en solución acuosa. Llega a un vial ubicado dentro de un activímetro dentro de la USS, en el Laboratorio de Radioquímica.

Este vial se coloca dentro de un contenedor blindado y se transporta hasta la celda de fraccionamiento. Posteriormente se abre el blindaje, se toma la dosis con una jeringa estéril y se transporta hasta la sala donde está el PET, para ser administrada al paciente.

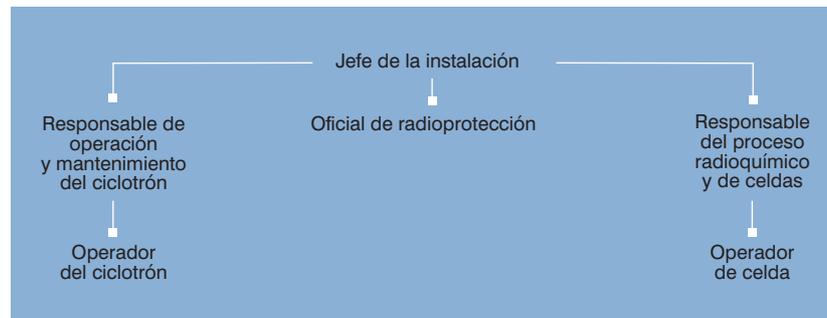
Puesta en marcha

Durante la etapa de puesta en marcha se realizaron diferentes estudios clasificados en neurosiquiátricos, oncológicos y cardíacos.

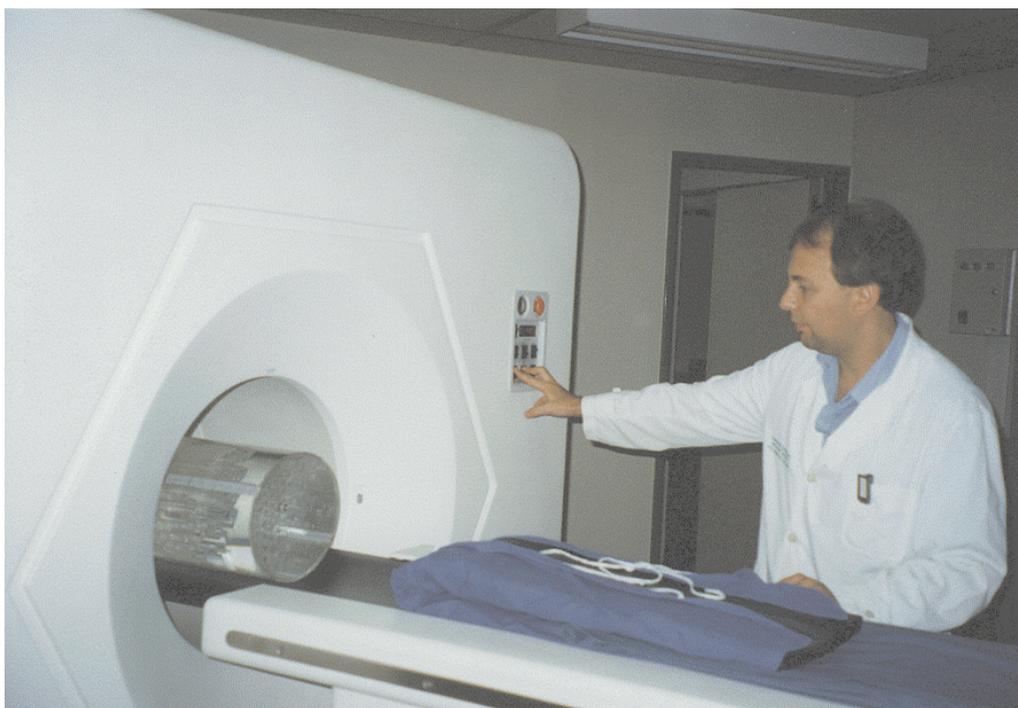
La instalación remitió a la ARN la versión final de la siguiente documentación: Informe final de seguridad, Código de práctica, Plan de monitoreo, Manual de operación y mantenimiento, Informe de dosimetría del personal e Informe final de puesta en marcha.

El 29 de diciembre de 1999 la ARN otorgó la Licencia de operación a la instalación.

En el organigrama siguiente pueden observarse las posiciones licenciables de la instalación:



Calibración en el Tomógrafo por emisión de positrones PET





Módulo de síntesis del laboratorio de radioquímica

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 teleterapia y los aceleradores lineales para radioterapia profunda.

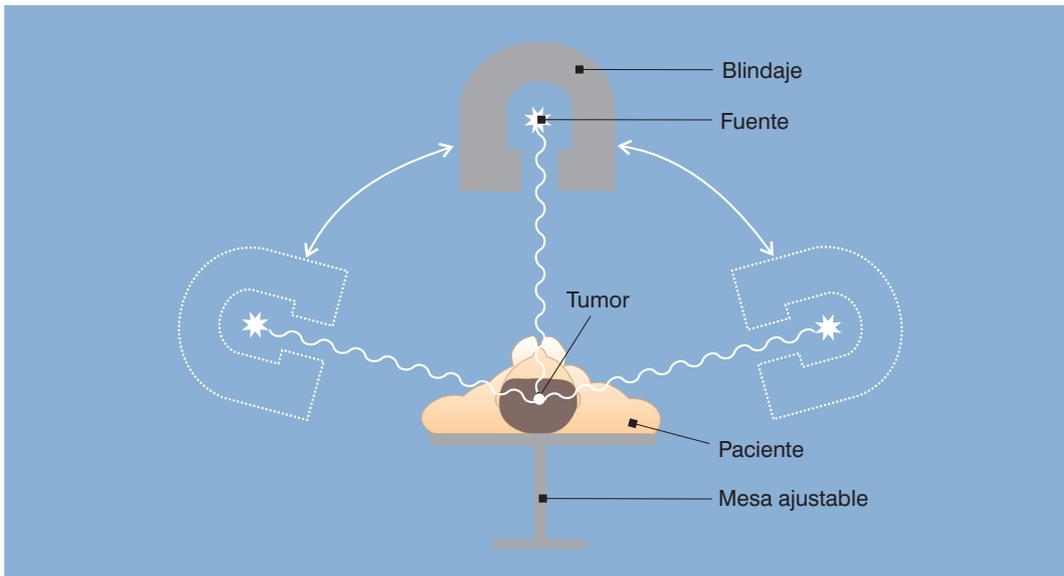
Los equipos de teleterapia de alta energía proveen radiación ionizante de naturaleza electromagnética, ya sea proveniente de una fuente radiactiva o por la aceleración y frenado de partículas. En el caso de las fuentes radiactivas la energía fotónica media es superior a un 1 MeV, mientras que la energía 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 3**. 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 3. Esquema de paciente y fuente radiactiva



Las fuentes encapsuladas empleadas (2 cm de diámetro y 2,54 cm de altura) en este tipo de equipamientos, cuyo esquema se muestra en la **Figura 4**, son típicamente de cobalto 60 con actividad comprendida entre 100 y 500 TBq.

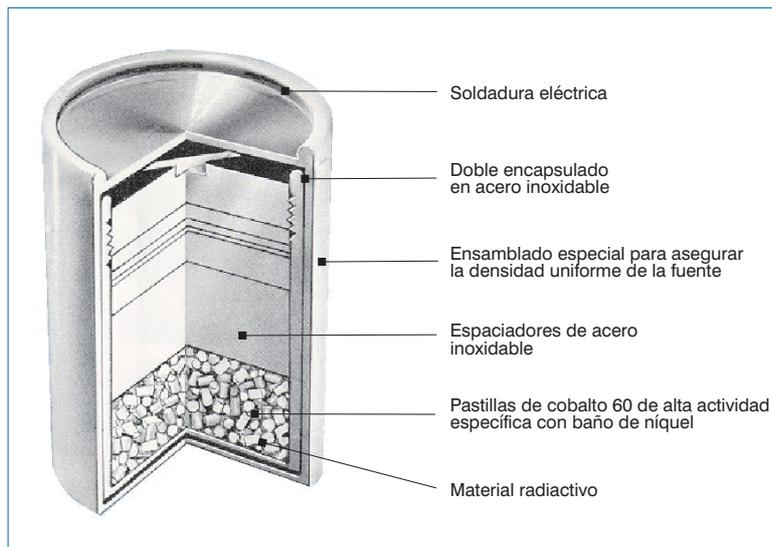


Figura 4. Esquema de fuente de Cobalto 60

En la **Figura 5** 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.

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.

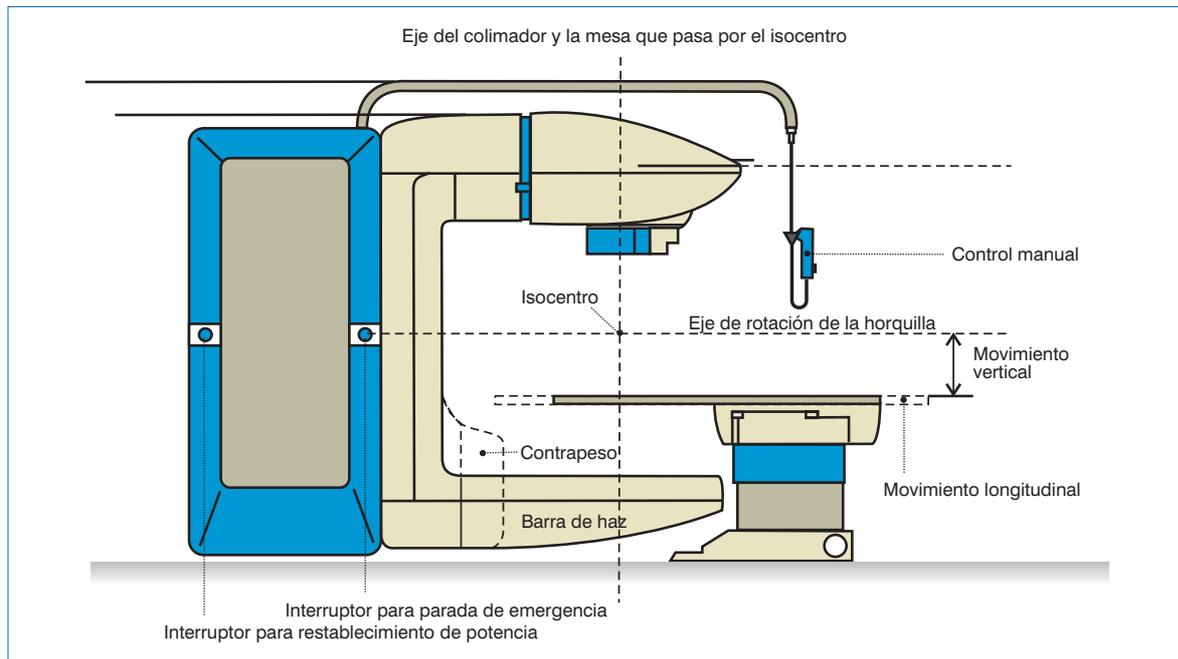
Una horquilla que cumple la funciones de soporte mecánico del cabezal, transmisión de las señales de comando al cabezal y determinación de las características mecánicas del tratamiento.

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.



Figura 5. Esquema de equipo de cobaltoterapia



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 6**, son:

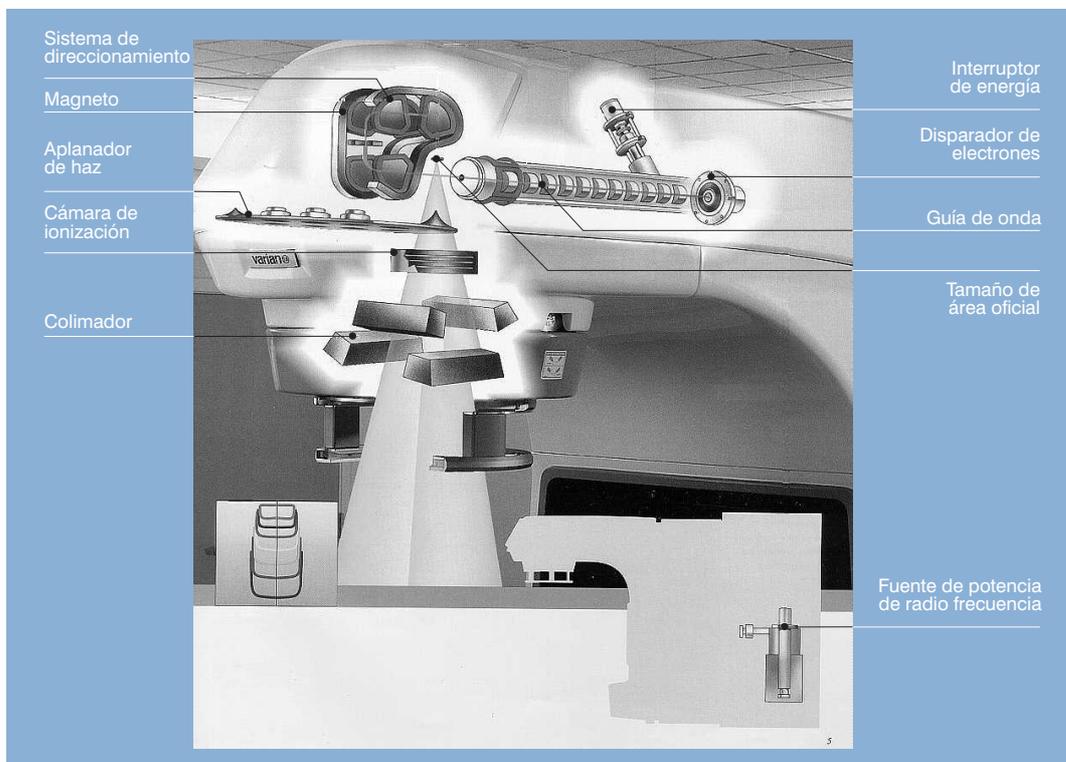
- Generador de radiofrecuencia (RF)
- Cañón electrónico
- Acelerador (guía de ondas)
- Deflector magnético
- Blanco (para emisión de fotones) o folias dispersoras (para tratamientos con electrones)
- Sistemas de alineación del haz de electrones
- Filtro aplanador del haz
- Sistema de cámaras monitoras
- 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.

La ARN, 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.

Figura 6. Esquema de un acelerador lineal



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.

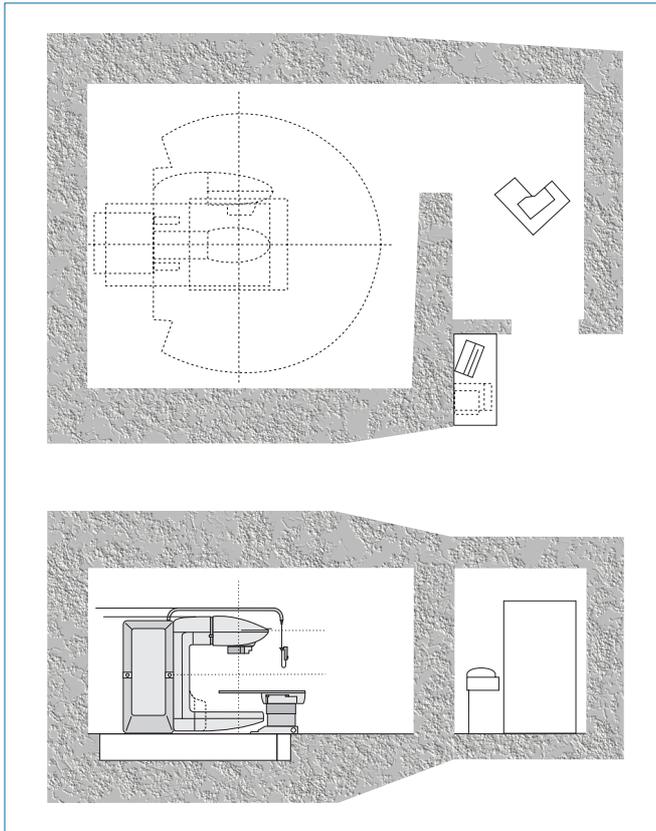
La **Figura 7** muestra un esquema clásico de un recinto de teleterapia.

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.



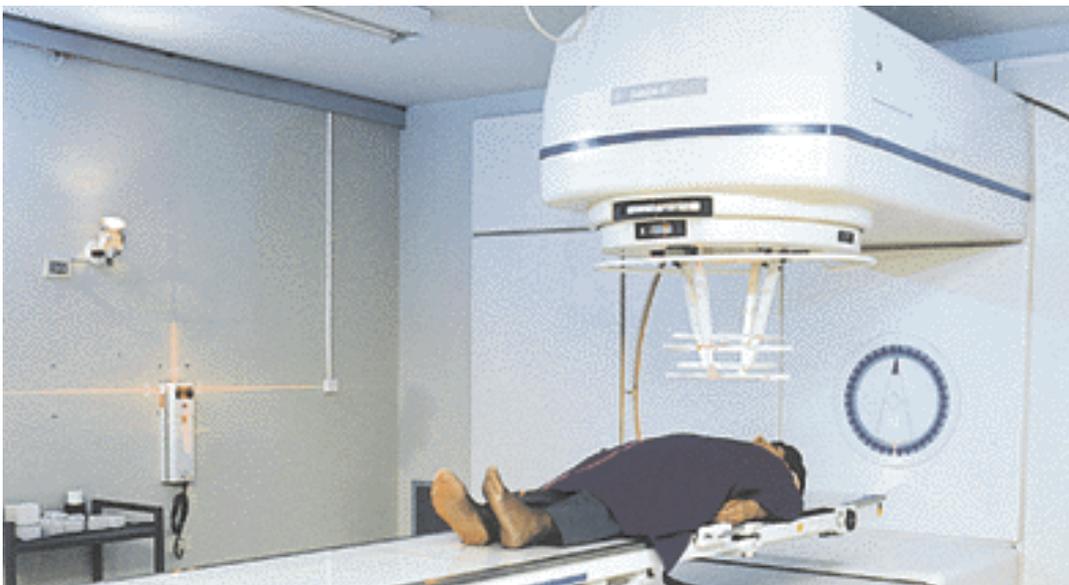
Figura 7. Esquema de un recinto de teleterapia



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 entre 370 MBq y 1,5 GBq.

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 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.

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 elusión 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 se realiza en una celda de fraccionamiento adecuadamente blindada, en cuya parte inferior se ubica el depósito de los desechos radiactivos líquidos provenientes de derrames o la limpieza de la celda. Para mantener una ligera depresión dentro de la celda de fraccionamiento, se halla instalado un sistema de extracción de aire en cuya salida se ubican filtros de alta eficiencia.

El 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 las superficies de trabajo.

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.

CENTROS DE MEDICINA NUCLEAR

En los centros de medicina nuclear se efectúa el diagnóstico y estudio, no solo anatómico sino también funcional, de ciertas patologías, mediante la aplicación al paciente de drogas "marcadas" con material radiactivo (radiofármacos). La conveniencia de este tipo de aplicaciones se basa en que algunos radioisótopos poseen características para facilitar el diagnóstico "in vivo", tales como:

Se puede detectar la presencia del radiofármaco en cantidades muy pequeñas y 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.

El comportamiento químico del radiofármaco en el organismo es similar al del elemento estable.

El radiofármaco se puede administrar por vía endovenosa, oral o por inhalación. Prácticamente en el 85% de los estudios se 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 también denominado cuarto caliente, 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 mínimos 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 cerrable con llave y estar adecuadamente señalizado. Los blindajes deben ser acordes a los radionucleidos a emplear. Las superficies de trabajo (mesadas, sobremesadas y pisos) deben ser impermeables. Debe estar instaladas dos piletas separadas entre sí por una distancia mínima de 1,50 m, una de ellas no debe poseer sifón que estará 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) en base a 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 radiofármaco 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. 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, 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 ARN, para el o los propósitos de uso (diagnóstico y/o tratamiento).

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 sobremesa (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 ARN, para el propósito correspondiente.

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.

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 cuál 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.

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 ARN. Los equipos y especialmente las fuentes deben estar adecuadamente señalizados.

| Gammagrafía de una tubería

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 centros destinados 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.

