



CAPÍTULO 6
VIGILANCIA RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

CRITERIOS BÁSICOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA
DOSIS OCUPACIONALES

CAPÍTULO 6

VIGILANCIA RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

La protección de las personas contra los efectos nocivos de la radiación ionizante ha existido desde la década de 1920. Desde entonces, diferentes recomendaciones han sido desarrolladas por varios organismos internacionales; en particular durante la realización del primer Congreso Internacional de Radiología, Londres 1925, se creó la ahora denominada Comisión Internacional de Mediciones y Unidades de Radiación (ICRU, sigla en inglés) y, en ocasión del segundo, Estocolmo 1928, la ahora llamada Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, sigla en inglés).

La Asamblea General de las Naciones Unidas decidió crear en 1955, a raíz de los ensayos de armas nucleares que, durante el período 1950-1956 realizaron los EE. UU., la URSS y el Reino Unido, el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de Efectos de las Radiaciones Atómicas, conocido generalmente por las siglas de su nombre en inglés, UNSCEAR.

Los trabajos de investigación realizados por entonces en nuestro país hicieron posible obtener el conocimiento y la experiencia necesarios para definir una política de protección radiológica para los trabajadores, el público y el ambiente, mucho antes de que se utilizaran en la Argentina cantidades apreciables de material radiactivo. Los criterios que sustentan esa política han seguido la evolución de los conocimientos en materia de seguridad radiológica, en particular, las recomendaciones de la ICRP.

El sistema de limitación de dosis recomendado por la ICRP en el año 1977 en su Publicación N° 26 condujo a un profundo cambio de mentalidad en protección radiológica, al mismo tiempo que aumentó significativamente el grado de pretensión en términos de seguridad radiológica aplicado hasta ese momento. Limitar la dosis de las personas más expuestas dejó de ser el objetivo fundamental de la protección para transformarse en una condición necesaria pero no suficiente a cumplir. En efecto, evitar cualquier dosis innecesaria por pequeña que fuere -justificación- y mantener las dosis tan bajas como sea razonable teniendo en cuenta aspectos económicos y sociales -optimización-, son dos conceptos trascendentes enfatizados en el sistema de limitación de dosis aludido, y que fueron incorporados a las normas regulatorias argentinas a fines de la década del '70.

Rápidamente se observó que las dosis máximas resultantes de la operación de instalaciones diseñadas con estos criterios resultaban ser -en la mayoría de los casos prácticos y en virtud del principio de optimización- significativamente inferiores a los valores fijados en los límites de dosis. La introducción del criterio de optimización en el diseño de las nuevas instalaciones hizo que las dosis recibidas por los trabajadores y el público disminuyeran por un factor 10 o más, en la mayoría de los casos.

A partir del año 1991, la ICRP formuló nuevas recomendaciones (Publicación N° 60) sobre protección radiológica que si bien mantienen los criterios básicos contenidos en el sistema de limitación de dosis presentado en 1977, recomiendan una reducción significativa de los límites de dosis, la aplicación de restricciones de dosis, el análisis de las exposiciones potenciales y la aplicación de niveles de intervención para emergencias, que tienen implicancias directas en el diseño y operación de las instalaciones nucleares.

Las nuevas recomendaciones de la ICRP marcan una evolución en el conocimiento de los efectos de la radiación, a bajas dosis y bajas tasas de dosis, como consecuencia de un mejor conocimiento de la dosimetría relacionada con los bombardeos atómicos a Hiroshima y Nagasaki, de un incremento importante en la cantidad de datos epidemiológicos disponibles en los últimos años y de los progresos obtenidos en la interpretación de los mecanismos de la oncogénesis.

En nuestro país, la "Norma Básica en Seguridad Radiológica" AR 10.1.1., aprobada en mayo de 1995, ha incorporado las recomendaciones citadas en los párrafos precedentes. Éstas ya habían sido introducidas gradualmente en Argentina, país pionero en la materia, desde inicios de los años 90.

Las recomendaciones actuales definen una "práctica" como toda actividad humana que puede resultar en una exposición a la radiación aumentada a un individuo. Los límites están fijados para la exposición derivada de cualquier práctica dada, tanto para los trabajadores como para el público. Las prácticas médicas no están sujetas a tales límites, pero las exposiciones deben ser tan bajas como sea factible, coherente con la necesidad médica.

CRITERIOS BÁSICOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA

Los criterios básicos en que se apoya la seguridad radiológica establecen que las prácticas que utilicen radiaciones ionizantes deben estar justificadas, que la protección radiológica debe ser optimizada, que deben respetarse los límites y restricciones de dosis establecidos y que la probabilidad de accidentes -exposiciones potenciales- debe ser mínima. Estos criterios se presentan en las secciones siguientes.

JUSTIFICACIÓN DE LA PRÁCTICA

El principio de justificación establece que toda tarea que implique o pueda implicar exposición de personas a las radiaciones ionizantes, sólo estará justificada si tal exposición origina un beneficio neto positivo para la sociedad. El principio se aplica no solo en el caso de las nuevas prácticas, sino también en aquellas prácticas existentes que deban ser revisadas a la luz de nueva información que se pudiera disponer sobre ellas como consecuencia del continuo progreso científico-tecnológico.

La ARN no autoriza ninguna práctica que implique o pueda implicar exposición a las radiaciones ionizantes, salvo que se demuestre que la misma origina un beneficio neto positivo.

OPTIMIZACIÓN DE LA PROTECCIÓN

El principio de optimización establece que la exposición de personas debido a una práctica- justificada en el sentido del principio anterior- debe mantenerse tan baja como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos. Se considera que un sistema de protección está optimizado, cuando el esfuerzo económico para reducir -más aún- la dosis colectiva, está balanceado con la reducción del detrimento que se lograría con dicho sistema.

También se requiere, para demostrar que un sistema está optimizado, que se detallen las opciones técnicamente disponibles en cada caso, indicando el costo de la instalación y de su operación durante la vida útil de ésta y la reducción de la dosis colectiva que se lograría con cada opción.

La ARN ha adoptado, para fines de optimización, un valor del coeficiente de proporcionalidad entre el costo social y la unidad de dosis colectiva de 10 000 U\$\$/sievert hombre.

Uno de los aspectos importantes de la optimización es la selección de restricciones de dosis, valores de dosis individual y dosis colectiva relacionados con la fuente de radiación, que se utilizan para limitar las opciones consideradas en el proceso de optimización de la protección. Por lo tanto, las restricciones de dosis se aplican en la planificación de la protección radiológica, restringiendo el proceso de optimización en todas las situaciones donde tenga sentido utilizar este proceso.

Salvo que la ARN lo solicite expresamente, no es necesario demostrar que los sistemas están optimizados, cuando el diseño de los sistemas de protección radiológica asegure que, en condiciones normales de operación, ningún trabajador pueda recibir una dosis efectiva superior a 5 milisievert en un año, que ningún miembro del público pueda recibir una dosis efectiva superior a 100 microsievert en un año, y que la dosis efectiva colectiva debida a un año de operación es inferior a 10 sievert hombre.

LÍMITES Y RESTRICCIONES DE DOSIS

La exposición de los individuos que resulte de la combinación de todas las prácticas debe estar sujeta a límites de dosis o a algún mecanismo de control del riesgo a la salud, en el caso de las exposiciones potenciales. La finalidad de tales controles es asegurar que ningún individuo esté expuesto a riesgos de irradiación considerados inaceptables, en circunstancias normales. Esto asegura que los efectos determinísticos serán evitados y que la probabilidad de sufrir efectos estocásticos será suficientemente baja.

Para una instalación en particular, y por los motivos citados, es necesario restringir las dosis en los individuos más expuestos con la finalidad de dejar un adecuado margen para la contribución de otras fuentes de radiación. Por lo tanto, los límites no deben interpretarse como objetivos a alcanzar.

Límites y restricciones de dosis para los trabajadores

Los límites de dosis para la exposición ocupacional son los siguientes:

El límite de dosis efectiva es 20 milisievert en un año. Este valor debe ser considerado como el promedio en 5 años consecutivos (100 milisievert en 5 años), no pudiendo excederse 50 milisievert en un único año.

El límite de dosis equivalente es 150 milisievert en un año para el cristalino del ojo y 500 milisievert en un año para la piel.

Para verificar el cumplimiento de los límites de dosis citados se suma la dosis equivalente efectiva anual debida a la exposición externa y la dosis equivalente efectiva comprometida debida a la incorporación dentro del cuerpo de material radiactivo en ese año.

La Autoridad Regulatoria puede establecer en la autorización o licencia de operación, restricciones de dosis para la exposición ocupacional, las cuales actúan restringiendo el proceso de optimización.

Límites y restricciones de dosis para el público

El límite de dosis para el público es 1 milisievert en un año, y se aplica en el grupo crítico; es decir, a la dosis promedio en un grupo de personas vecino a la instalación nuclear, homogéneo en cuanto a los parámetros que influyen en las dosis recibidas y representativo de los individuos más expuestos.

El límite de dosis se aplica a la dosis efectiva debida a todas las instalaciones y prácticas -cercanas y lejanas- cuando se haya alcanzado un equilibrio en la acumulación de materiales radiactivos en el ambiente.

Para tener en cuenta la contribución de las actividades desarrolladas en el ámbito regional y global en la dosis recibida por el grupo crítico, y para dejar adecuado margen para nuevos usos que surjan en el futuro, la Autoridad Regulatoria Nuclear ha establecido restricciones a la dosis debida a una instalación en particular, las cuales actúan restringiendo el proceso de optimización:

- ✓ La dosis efectiva comprometida en el grupo crítico debida a la liberación de efluentes radiactivos no debe exceder 0,3 milisievert en un año.
- ✓ La dosis efectiva colectiva debida a la liberación de efluentes, en el caso de la operación de reactores de investigación, no debe exceder 5 sievert hombre por gigawatt año de energía térmica generada.
- ✓ La dosis efectiva colectiva debida a la liberación de efluentes, en el caso de la operación de centrales nucleares, no debe exceder 15 sievert hombre por gigawatt año de energía eléctrica generada.
- ✓ La dosis efectiva colectiva debida a la liberación de efluentes en cualquier etapa del ciclo de combustible, no debe exceder 10 sievert hombre por gigawatt año de energía eléctrica que se generaría con la cantidad de combustible producida en esa etapa.
- ✓ La dosis efectiva colectiva debida a la liberación de efluentes, en el caso de instalaciones radiactivas relevantes, no debe exceder 1,5 sievert hombre por terabecquerel año del valor de la integral temporal del inventario radiactivo.

Para cumplir con estas restricciones de dosis, la Autoridad Regulatoria Nuclear fija restricciones para las descargas y establece que la operación de las instalaciones debe planificarse de modo tal que las dosis resulten tan bajas como sea razonablemente alcanzable. Por lo tanto, el control de la exposición de la población, en situaciones normales, se realiza mediante la aplicación de controles sobre la fuente, más que sobre el ambiente.

DOSIS OCUPACIONALES

La ARN recibe y evalúa regularmente información relativa a la exposición ocupacional en las instalaciones relevantes y menores más importantes, la cual le permite elaborar indicadores del comportamiento de los sistemas de protección radiológica, identificar tendencias, verificar el cumplimiento de los límites de dosis y realizar comparaciones entre diferentes prácticas.

Para almacenar y procesar esta información, la ARN ha creado el sistema informático EVADOSIS, constituido por bases de datos relacionadas entre sí, que poseen información sobre las dosis ocupacionales, la identificación de los trabajadores y de las prácticas, las descargas de efluentes radiactivos al ambiente y las dosis en la población.

La base de datos con las dosis ocupacionales posee las dosis individuales anuales de aproximadamente 10 000 trabajadores registrados desde 1967, y las dosis individuales mensuales, a partir de 1994. La base que contiene datos para la identificación de los trabajadores incluye diferentes claves (números de matrícula, documento y Cui), fecha de nacimiento y departamento en el cual trabaja. Esta información está disponible, básicamente, para los trabajadores en actividad.

Las bases de datos del sistema EVADOSIS se actualizan periódicamente, aplicándose mecanismos de control de la calidad de los datos, previo a su ingreso en el sistema.

En este informe se presentan las dosis de los trabajadores de las instalaciones relevantes y menores que por licencia o autorización de operación deben informar las mismas a la ARN, y las dosis del personal de la ARN.

Las dosis, informadas por las instalaciones, corresponden a mediciones individuales de exposición a la radiación externa, realizadas con dosímetros termoluminiscentes y estimaciones de dosis debidas a contaminación interna a partir del análisis de muestras de orina y mediciones realizadas en contador de cuerpo entero. Las dosis menores que los límites de detección, 0,1 mSv para irradiación externa y 0,01 mSv para contaminación interna, fueron considerados cero.

La **Figura 1** muestra la distribución de los trabajadores según correspondan a centrales nucleares, reactores de investigación y conjuntos críticos, usos industriales e investigación, e instalaciones y laboratorios asociados al ciclo de combustible nuclear. En el grupo correspondiente a usos industriales e investigación se han incluido los aceleradores de partículas, las plantas de irradiación con altas dosis e irradiadores móviles y las plantas de producción de radioisótopos.

El número total de trabajadores resultó un 20% superior al valor correspondiente a 1997 debido a que durante 1998 las dos centrales nucleares llevaron a cabo paradas programadas para realizar tareas de mantenimiento preventivo y correctivo, las cuáles implican la contratación de personal temporario.

La **Figura 2** presenta la correspondiente distribución de la dosis colectiva total.

En esta figura es posible observar la importante contribución de las centrales nucleares a la dosis colectiva total, la cuál en 1998 alcanzó el 95%, debido a las paradas programadas llevadas a cabo en las centrales nucleares. La **Figura 3** presenta la distribución de las dosis individuales de los trabajadores controlados de instalaciones relevantes.

En la misma puede observarse que estas dosis individuales se encuentran, muy por debajo de los límites vigentes, habiendo recibido el 73% de los trabajadores dosis anuales menores que 6 mSv (tres décimos de 20 mSv).

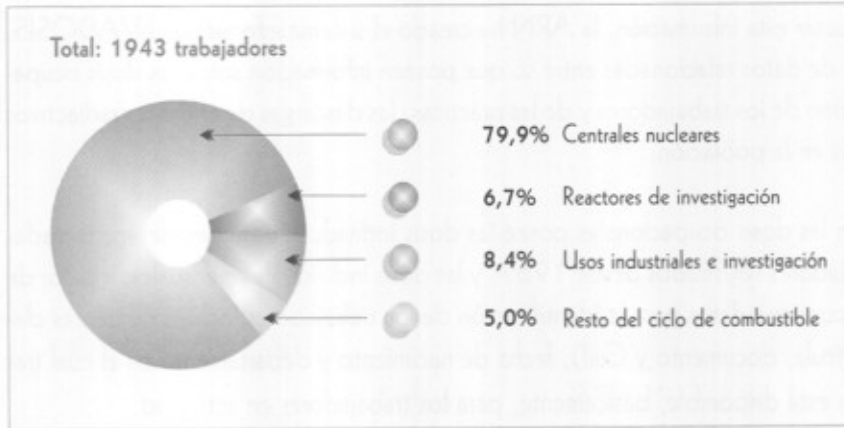


Figura 1
Distribución de trabajadores controlados en instalaciones relevantes

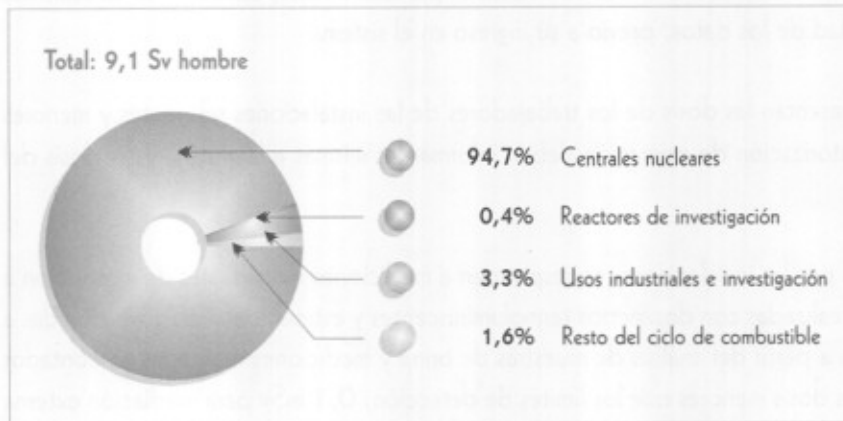


Figura 2
Distribución de dosis colectiva en instalaciones relevantes

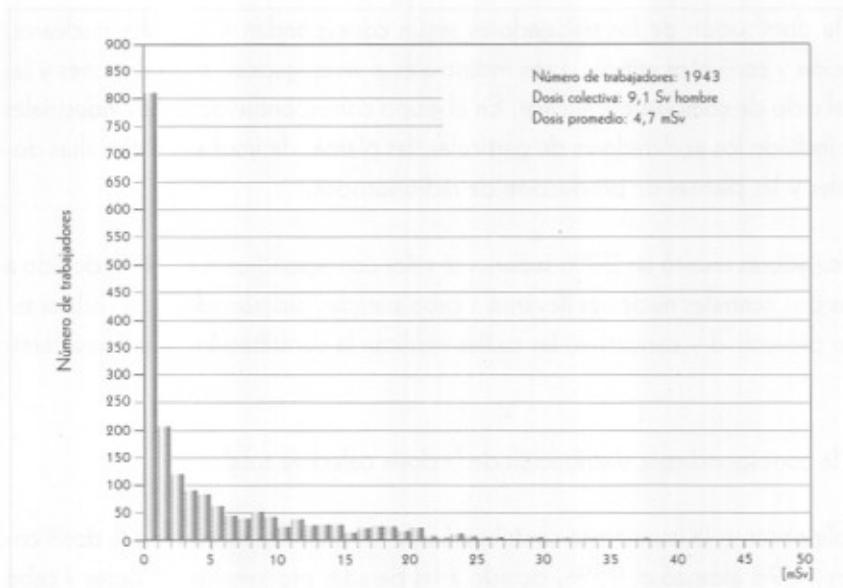
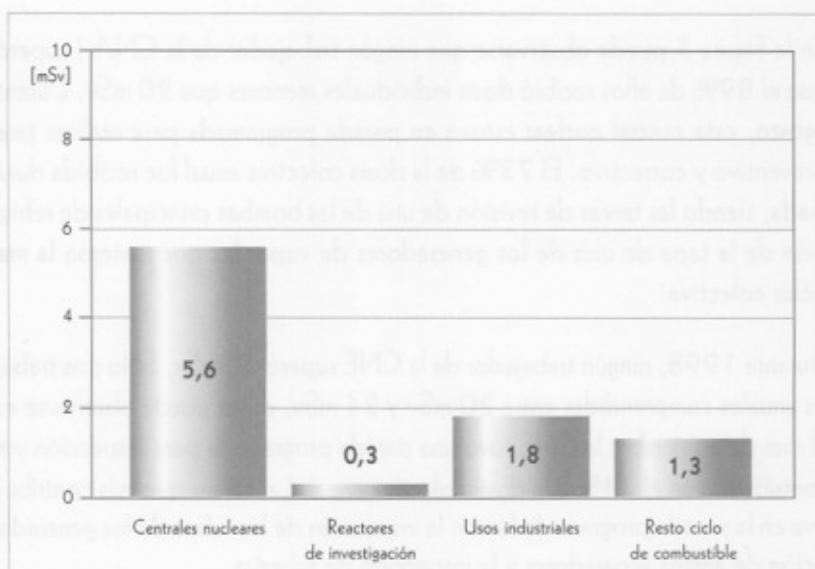


Figura 3
Distribución de dosis individuales

En la **Figura 4** se pueden comparar las dosis individuales promedio de los trabajadores de las centrales nucleares, reactores de investigación y conjuntos críticos, usos industriales e investigación, e instalaciones y laboratorios asociados al ciclo de combustible nuclear. Los resultados son consistentes con las características propias de los distintos tipos de instalaciones.

En las secciones siguientes se resumen las dosis anuales recibidas por los trabajadores de las centrales nucleares, los reactores de investigación y demás instalaciones relevantes.

Figura 4
Dosis individual promedio



CENTRALES NUCLEARES

Las Figuras 5 y 6 presentan las distribuciones de dosis individuales recibidas por los trabajadores de las centrales nucleares Atucha I (CNA I) y Embalse (CNE) respectivamente, durante el año 1998.

Figura 5
Central Nuclear Atucha I
Distribución de dosis individuales

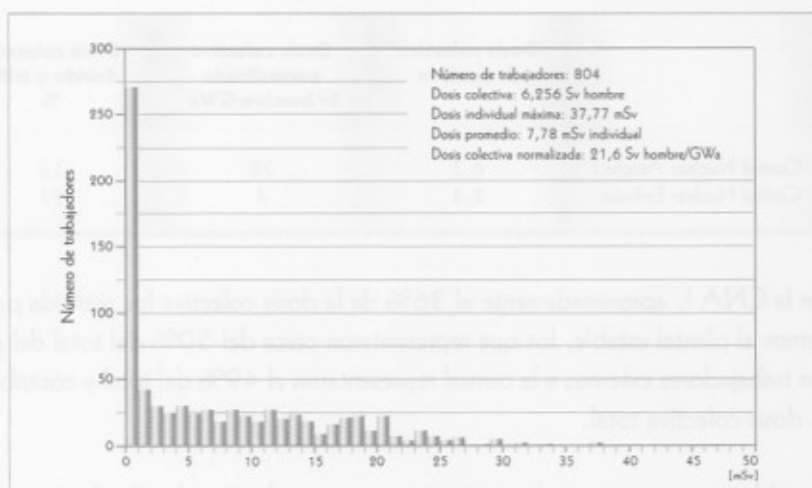
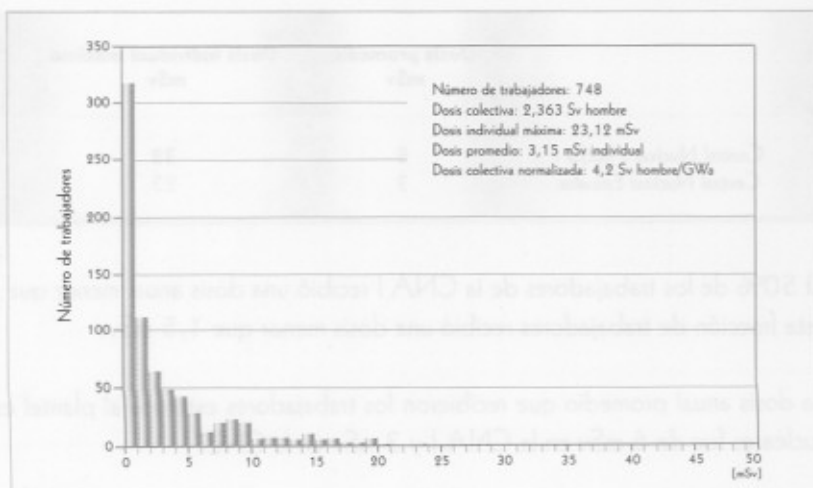


Figura 6
Central Nuclear Embalse
Distribución de dosis individuales



En la Figura 5 puede observarse que ningún trabajador de la CNA I superó 50 mSv en el año y que el 89% de ellos recibió dosis individuales menores que 20 mSv. Durante los meses de julio y agosto, esta central nuclear estuvo en parada programada para realizar tareas de mantenimiento preventivo y correctivo. El 73% de la dosis colectiva anual fue recibida durante la parada programada, siendo las tareas de revisión de una de las bombas principales de refrigeración y la modificación de la tapa de uno de los generadores de vapor las que tuvieron la mayor contribución a la dosis colectiva.

Durante 1998, ningún trabajador de la CNE superó 50 mSv. Sólo dos trabajadores recibieron dosis anuales comprendidas entre 20 mSv y 24 mSv, como puede observarse en la Figura 6. Durante el mes de noviembre la CNE tuvo una parada programada para inspección y mantenimiento, la cuál contribuyó con el 74% a la dosis colectiva anual. Las tareas que más contribuyeron a la dosis colectiva en la parada programada fueron la inspección de los tubos de los generadores de vapor, la reposición de anillos separadores y la inspección de tuberías.

La aplicación del criterio ALARA en la planificación de las tareas en ambas centrales nucleares contribuyeron a una disminución en las dosis individuales y colectivas.

Se presentan en la tabla siguiente los parámetros correspondientes a las dosis colectivas y dosis colectivas normalizadas.

	Dosis colectiva Sv hombre	Dosis colectiva normalizada Sv hombre/GWa	Dosis colectiva debida a tritio %	Energía bruta generada GWa
Central Nuclear Atucha I	6,3	22	13	0,289
Central Nuclear Embalse	2,4	4	27	0,562

En la CNA I, aproximadamente el 36% de la dosis colectiva fue recibida por los trabajadores externos al plantel estable, los que representaron cerca del 50% del total del personal. En la CNE, los trabajadores externos a la central representaron el 49% del total y contribuyeron con el 46% a la dosis colectiva total.

La tabla siguiente presenta los parámetros correspondientes a las distribuciones de dosis individuales.

	Dosis promedio mSv	Dosis individual máxima mSv	Número de trabajadores
Central Nuclear Atucha I	8	38	804
Central Nuclear Embalse	3	23	748

El 50% de los trabajadores de la CNA I recibió una dosis anual menor que 5 mSv, y en la CNE, esta fracción de trabajadores recibió una dosis menor que 1,5 mSv.

La dosis anual promedio que recibieron los trabajadores externos al plantel estable de las centrales nucleares fue de 6 mSv en la CNA I y 3 mSv en la CNE.

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

La **Figura 7** presenta la distribución del número de trabajadores de los reactores de investigación y conjuntos críticos en operación en el país, según correspondan: al conjunto crítico RA 0, operado por la Universidad Nacional de Córdoba; al reactor de investigación RA 1, ubicado en el Centro Atómico Constituyentes (CAC), operado por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA); al reactor para producción de radioisótopos RA 3, ubicado en el Centro Atómico Ezeiza (CAE), operado por la CNEA; al conjunto crítico RA 4, operado por la Universidad Nacional de Rosario; al reactor de investigación RA 6, ubicado en el Centro Atómico Bariloche (CAB), operado por la CNEA; y al conjunto crítico RA 8, ubicado en Pilcaniyeu, operado por la CNEA. El número total de trabajadores es de 130, correspondiendo el 31% de los mismos al reactor RA 3.

La **Figura 8** muestra la correspondiente distribución de la dosis colectiva total, la cuál fue de 0,04 Sv hombre. La mayor contribución a la misma corresponde al reactor RA 3 (68%).

Durante 1998 en los conjuntos críticos RA 0 y RA 8 se reanudaron tareas de puesta en marcha.

Respecto del año 1997, el reactor RA 1 operó menos tiempo. No obstante ello, las mejoras introducidas en los blindajes y en los procedimientos provocaron una disminución importante en las dosis ocupacionales. El RA 3 operó normalmente, y la disminución en las dosis respecto del año 1997 se debe a la identificación y remoción de una causa de contaminación del circuito primario. Los reactores RA 4 y RA 6 operaron en forma normal.

La **Figura 9** muestra la distribución de las dosis individuales de todos los trabajadores pertenecientes a reactores de investigación y conjuntos. Ningún trabajador recibió más de 3 mSv en el año.

ACELERADORES DE PARTÍCULAS

La tabla siguiente presenta los parámetros correspondientes a las distribuciones de dosis individuales de las máquinas aceleradoras de partículas para investigación y producción de radioisótopos. Durante el año 1998 en el acelerador TANDAR se efectuaron únicamente irradiaciones con iones pesados, las cuales implican poco riesgo desde el punto de vista radiológico y el Ciclotrón de producción continuó con la producción de Talio 201 y las irradiaciones con fines de investigación.

	Dosis colectiva Sv hombre	Número de trabajadores	Dosis promedio mSv
TANDAR (CAC)	0,003	17	0,1
Acelerador Lineal (CAB)	0,002	13	0,1
Ciclotrón (CAE)	0,005	10	0,5

Como es previsible, las dosis de los trabajadores de estas prácticas son poco significativas.

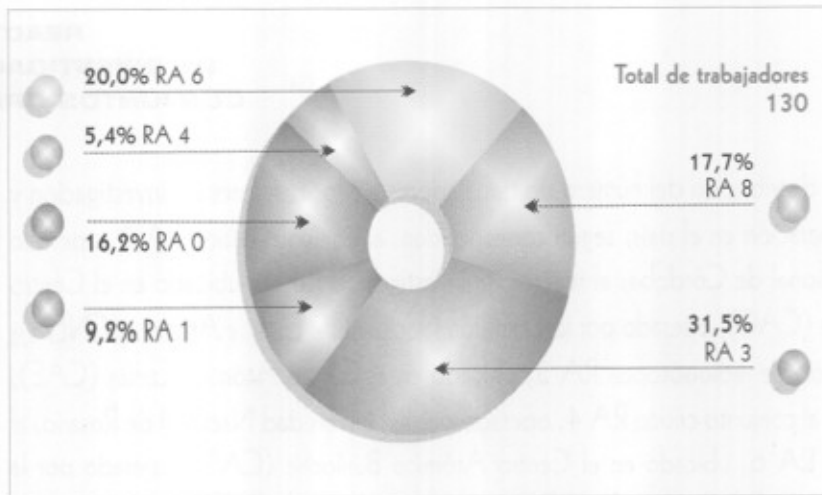


Figura 7
Reactores de investigación y conjuntos críticos
Distribución de trabajadores controlados

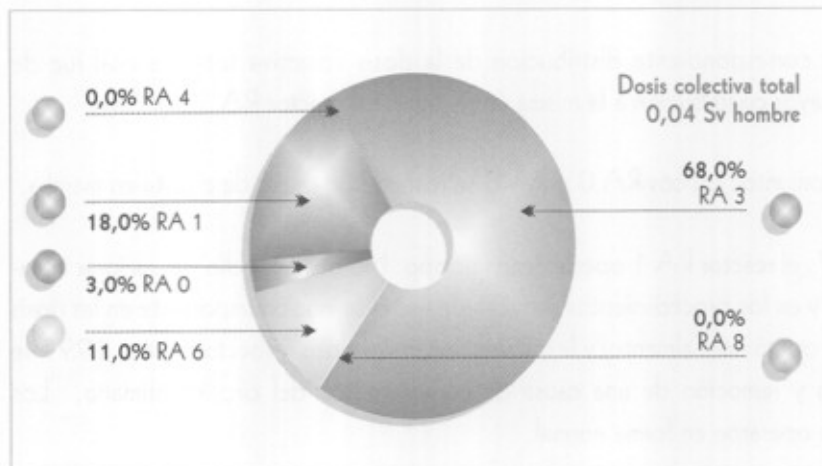


Figura 8
Reactores de investigación y conjuntos críticos
Distribución de dosis colectiva

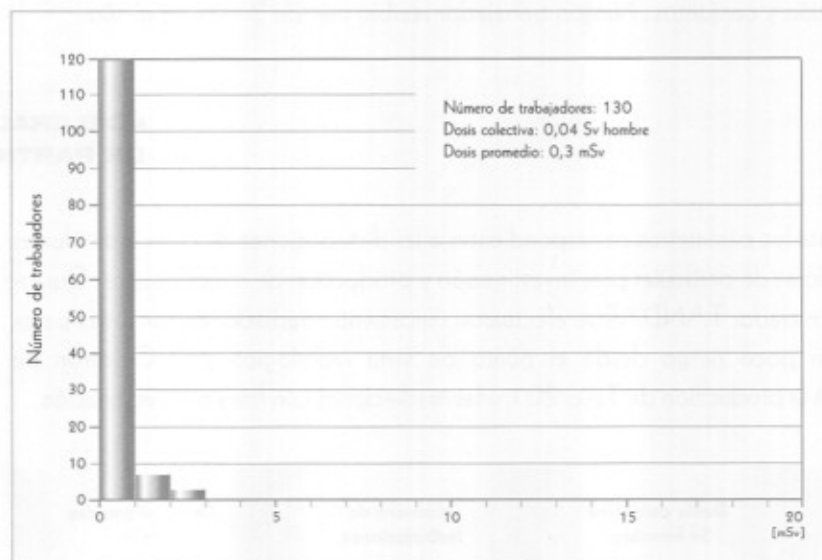


Figura 9
Reactores de investigación y conjuntos críticos
Distribución de dosis individuales

PLANTAS DE IRRADIACIÓN CON ALTAS DOSIS

Las dosis individuales recibidas por los trabajadores de la planta semi-industrial de irradiación de la CNEA, y de la planta de irradiación de la empresa IONICS S.A., ubicada en la localidad de Tigre, son poco significativas, como es esperable en este tipo de instalaciones. Igual situación se pre-

senta con las dosis de los trabajadores que operan los irradiadores móviles denominados IMCO 20 e IMO 1. El total de trabajadores en este grupo de instalaciones y prácticas fue 41 durante 1998.

PLANTAS DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

En las Figuras 10, 11 y 12 se muestran las distribuciones de dosis de la Planta de producción de radioisótopos, la Planta de producción de molibdeno 99 por fisión y la Planta de fuentes encapsuladas de cobalto 60 e iridio 192 respectivamente, todas instalaciones de la CNEA ubicadas en el Centro Atómico Ezeiza.

En estas plantas durante 1998, ningún trabajador superó 20 mSv. El 95% de los 82 trabajadores de las tres plantas recibió dosis menores que 10 mSv.

En la Planta de producción de radioisótopos se encuentran incluidos los trabajadores dedicados a la distribución de radioisótopos, correspondiendo a esta tarea la dosis más alta. La dosis colectiva normalizada fue relacionada con la producción de los radioisótopos.

La dosis colectiva normalizada en la Planta de producción de molibdeno 99 por fisión fue relacionada con la producción de molibdeno 99. En esta planta ningún trabajador recibió una dosis anual mayor que 6 mSv.

En la planta de producción de fuentes encapsuladas ningún trabajador superó 12 mSv en el año. La dosis colectiva normalizada fue relacionada con la producción de fuentes encapsuladas de cobalto 60.

FABRICACIÓN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

La Figura 13 presenta la distribución de dosis de los trabajadores de la Fábrica de elementos combustibles nucleares (operada por CONUAR S.A.), ubicada en el CAE, la Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI) del CAE y la Planta de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación (ECRI) del CAC.

Figura 10
Planta de
producción de
radioisótopos
Distribución de
dosis individuales

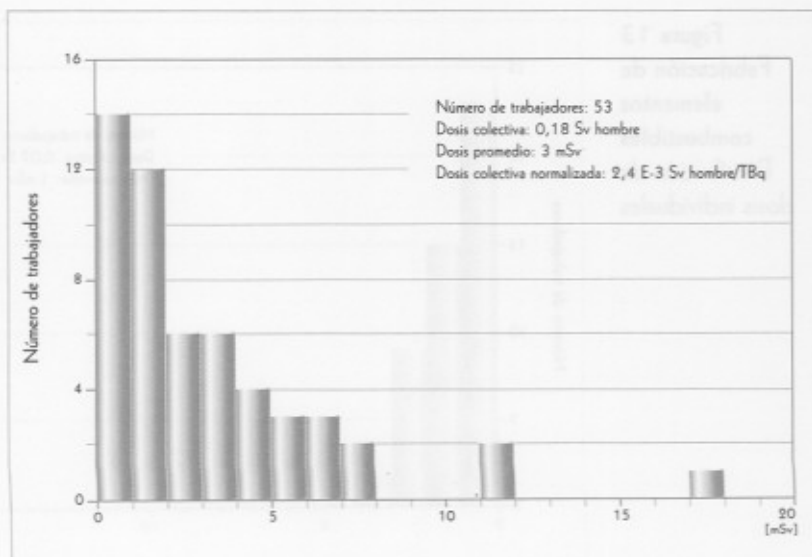


Figura 11
Planta de
producción de
molibdeno 99
por fisión
Distribución de
dosis individuales

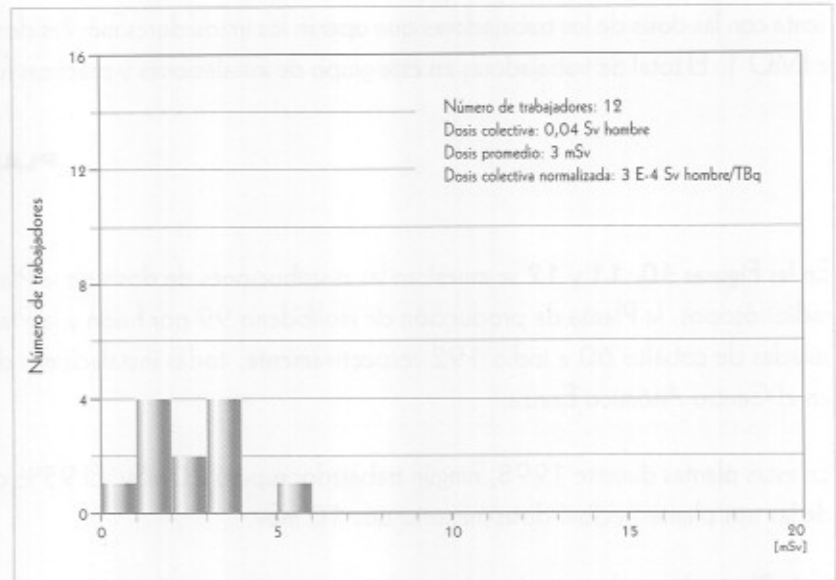


Figura 12
Planta de
producción de
fuentes
encapsuladas
Distribución de
dosis individuales

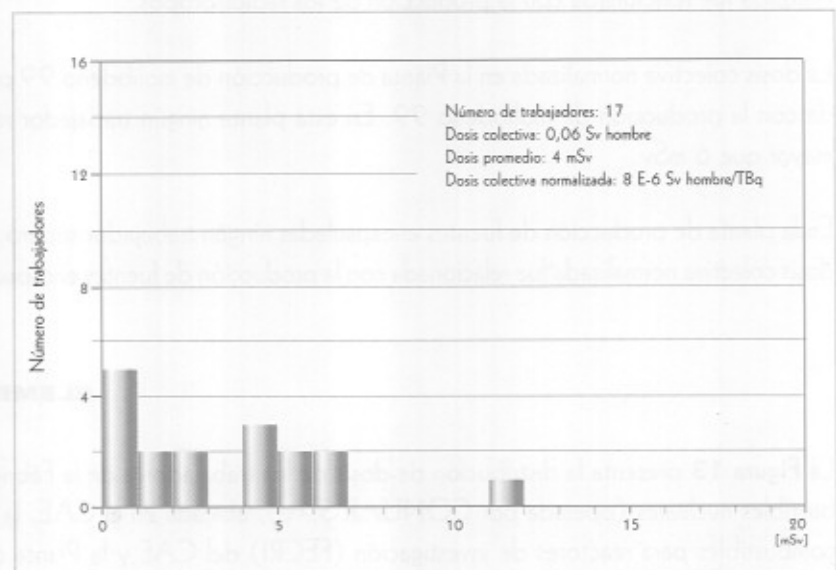
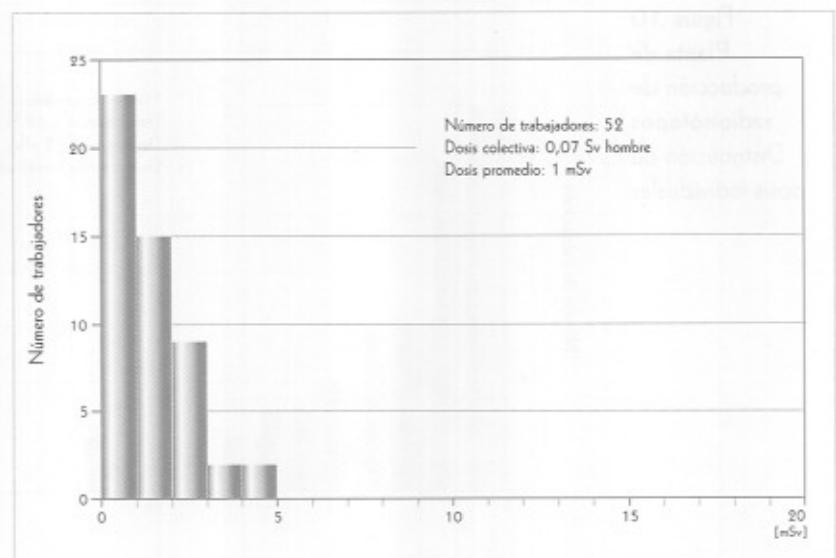


Figura 13
Fabricación de
elementos
combustibles
Distribución de
dosis individuales



En estas instalaciones ningún trabajador superó 5 mSv en el año. El 45% de los trabajadores recibió dosis menores a 1 mSv. La dosis colectiva de la fábrica de elementos combustibles nucleares normalizada con la producción de uranio prensado fue de $5,5 \times 10^{-4}$ Sv hombre/t.

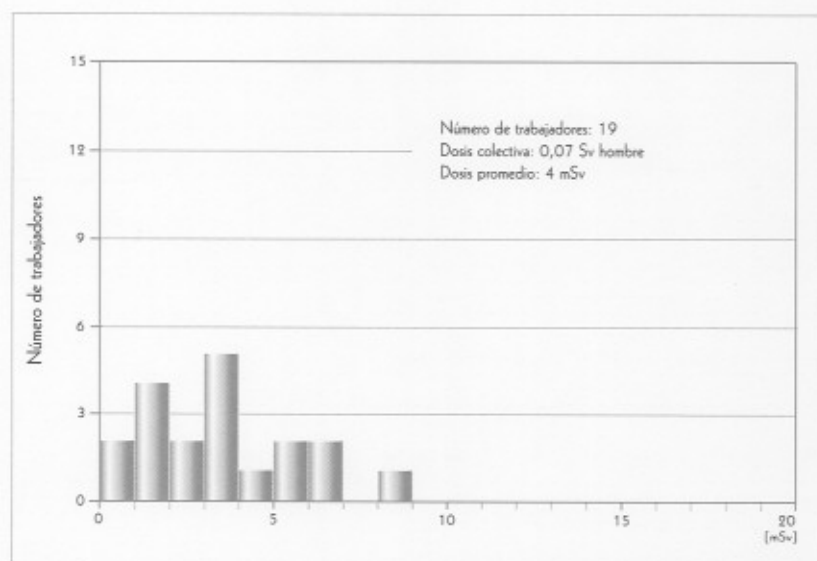
OTRAS INSTALACIONES RELEVANTES

Gestión de residuos radiactivos

La **Figura 14** presenta la distribución de las dosis recibidas por el personal de la instalación destinada al tratamiento y almacenamiento interino de residuos radiactivos procedentes de distintas tareas, y a la disposición final de aquellos de baja actividad.

El 74% de los mismos recibió dosis anuales menores que 5 mSv y ningún trabajador superó 9 mSv.

Figura 14
Gestión de residuos radiactivos
Distribución de dosis individuales



Laboratorios

La siguiente tabla presenta los parámetros representativos de las distribuciones de dosis del Laboratorio Alfa y del Laboratorio Triple Altura, pertenecientes a la CNEA.

	Dosis colectiva Sv hombre	Número de trabajadores	Dosis promedio mSv
Laboratorio Alfa	0,004	9	0,4
Laboratorio Triple Altura	0,002	18	0,1

Las dosis anuales de los trabajadores de ambas instalaciones resultaron inferiores a 1 mSv.

**PERSONAL DE LA AUTORIDAD
REGULATORIA NUCLEAR**

El personal de la Autoridad Regulatoria Nuclear que desarrolla tareas científico tecnológicas que implican exposición a las radiaciones ionizantes, el que realiza inspecciones de Seguridad Radiológica y Nuclear, de Salvaguardias y de Protección Física y los integrantes del sistema de intervención en emergencias radiológicas, está incluido dentro de un programa de dosimetría individual.

Las dosis recibidas por este personal durante el año 1998 resultaron menores a 1 mSv, excepto un caso de 2,5 mSv.