

capítulo I

AUTORIDAD REGULATORIA

I.I. INTRODUCCIÓN

En el año 1950, por Decreto N° 10936/50, se creó la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), estableciéndose como una de sus funciones específicas, el control de las investigaciones atómicas, oficiales y privadas, que se efectuaren en el territorio nacional.

Posteriormente, diversas normas legales fueron precisando la competencia de la CNEA como Autoridad Regulatoria en materia de seguridad radiológica y nuclear, particularmente en todo aquello que se refiere a la protección de los individuos y de su ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, a la seguridad de las instalaciones nucleares y al control del destino de los materiales nucleares. Al respecto, las normas fundamentales son el Decreto-Ley N° 22498/56, ratificado por la Ley N° 14467, y el Decreto N° 842/58. En efecto, el mencionado Decreto-Ley establece en su Artículo 2º, Apartado 2, que uno de los objetivos de la CNEA es fiscalizar las aplicaciones científicas e industriales de las transmutaciones y

reacciones nucleares en cuanto sea necesario por razones de utilidad pública o para prevenir los perjuicios que pudieren causar.

El Decreto-Ley aludido también establece que compete a la CNEA dictar los reglamentos necesarios para el contralor permanente de las actividades relacionadas con sustancias radiactivas, y proveer lo necesario para controlar en todo el país la producción, existencia, comercialización y uso de materiales vinculados con la utilización de la energía atómica.

Por otra parte, el Decreto N° 842/58 aprueba y pone en vigencia el Reglamento para el Uso de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes, que -según su Artículo 1°- tiene por objeto regular el uso y aplicación de las sustancias radiactivas y las radiaciones provenientes de las mismas o de reacciones y transmutaciones nucleares en todas sus aplicaciones. El artículo 7° del mismo establece, por su parte, que la CNEA fiscalizará la aplicación de este Reglamento para el uso de los radioisótopos y las radiaciones ionizantes, y sancionará los casos de violación del mismo. El uso de generadores de rayos x quedó excluido de la competencia de la CNEA, y es de incumbencia exclusiva del Ministerio de Salud y Acción Social.

En respuesta al desarrollo creciente de la actividad nuclear en el país se fortaleció la Autoridad Regulatoria y su independencia funcional con respecto a las demás actividades de la CNEA.

En 1994, el gobierno nacional, decidió que la actividad de generación nucleoelectrónica fuera transferida al sector privado y que se reservara como funciones propias del Estado Nacional la regulación y fiscalización de la actividad nuclear. Por otra parte, consideró conveniente reagrupar en las áreas de competencia específica aquellos sectores relacionados con las obligaciones del Estado Nacional en actividades como las de investigación y desarrollo.

En función de dichas consideraciones, el Poder Ejecutivo Nacional -facultado por lo dispuesto por los Artículos 8°, 9° y 61 de la Ley N° 23696, por el Artículo 59 de la Ley de Impuesto de Sellos (t.o. 1986) y por el Artículo 99 inciso 1) de la Constitución Nacional- mediante Decreto N°1540/94, creó el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, constituyó la Sociedad Nucleoelectrónica Argentina Sociedad Anónima (Nucleoelectrónica Argentina S.A.) y determinó que la Comisión Nacional de Energía Atómica continuará en jurisdicción de la Presidencia de la Nación.

A partir del Decreto 1540/94 antes citado, el Ente Nacional Regulador Nuclear es la Autoridad Regulatoria en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física con jurisdicción en todo el territorio nacional.

El Artículo 2° del mencionado Decreto establece que “el Ente Nacional Regulador Nuclear cumplirá todas las funciones de

fiscalización y de regulación de la actividad nuclear que hasta ese momento estaban a cargo de la CNEA y tendrá plena capacidad jurídica para actuar en los ámbitos del derecho público y privado”. Asimismo dispone que “sus recursos se integrarán con la tasa regulatoria nuclear, los fondos provenientes de los permisos que otorgue y con aportes del Tesoro Nacional”.

Desde el inicio de las actividades regulatorias, se consideró que la eficacia en el desempeño de estas funciones requería disponer de suficiente conocimiento científico-tecnológico como para juzgar -con real independencia- el diseño, la construcción, la puesta en marcha, la operación y el retiro de servicio de las instalaciones sujetas a control.

Dentro de este marco, la estrategia global del sistema regulatorio argentino se concentra en los siguientes aspectos básicos:

- Desarrollo científico-tecnológico en temas asociados con la seguridad radiológica y nuclear, y con salvaguardias.
- Formulación de normas sobre seguridad radiológica y nuclear.
- Realización independiente de estudios y evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear, para el proceso de licenciamiento.
- Inspecciones y auditorías regulatorias para la verificación del cumplimiento de licencias y autorizaciones emitidas.
- Capacitación de personal en temas de seguridad radiológica y nuclear y de salvaguardias, tanto del responsable por la seguridad de las prácticas sujetas a control, como del que desempeña actividades regulatorias.

Otro aspecto fundamental en relación con el sistema regulatorio argentino es el del enfoque adoptado para el mismo, en el cual la responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear recae en la organización propietaria/operadora -denominada **Entidad Responsable**- (véase I.4.) que se ocupa de las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de la instalación nuclear de que se trate. Nada que pueda suceder y afecte a la seguridad radiológica y nuclear, libera a esa organización de la responsabilidad que le corresponde en cada una de las etapas antes mencionadas. Es importante resaltar que el cumplimiento de las normas y requerimientos regulatorios no exime a la Entidad Responsable de la responsabilidad mencionada. La Entidad Responsable debe realizar todo lo que sea razonable y compatible con sus posibilidades para garantizar la seguridad radiológica y nuclear de la instalación. Por esa razón, las normas argentinas no son de detalle sino que establecen objetivos de seguridad a cumplir, y el cómo alcanzar esos objetivos se basa en el buen juicio de ingeniería, en la alta calificación de los diseñadores, constructores y operadores, y en la apropiada toma de decisiones de la Entidad Responsable. (Véase I.4. y I.5.I.).

I.2. EVOLUCIÓN DE LAS ACTIVIDADES DE CONTROL EN ARGENTINA

Las actividades efectivas de control fuera del ámbito de la CNEA, se iniciaron en el país en el año 1958, a partir de la aplicación del Decreto N° 842/58 antes citado. Al mismo tiempo se desarrollaron estudios ambientales a partir del material radiactivo que se encontraba en la atmósfera como consecuencia de los ensayos de armas nucleares efectuados por los países que las desarrollaron: Estados Unidos, la ex Unión Soviética, el Reino Unido, Francia y China. Estos estudios permitieron conocer los parámetros de transferencia de radionucleidos en cadenas alimentarias y establecer criterios para limitar las descargas de material radiactivo al ambiente, mucho antes de que se llevaran a cabo actividades nucleares significativas en Argentina.

También en esa época se inició el dictado de cursos de capacitación en protección radiológica para usuarios de materiales radiactivos en la industria, medicina e investigación, y se estableció el sistema de control de estas actividades. Ya entonces, dicho sistema incluía actividades de licenciamiento, de evaluación de diseño y de operación, de análisis de seguridad y la realización de inspecciones regulatorias. En aquel momento se inició también la prestación de los primeros servicios de vigilancia radiológica individual, y las acciones para controlar y acondicionar fuentes radiactivas en desuso o cuyo uso estaba, ya entonces, injustificado (v.g., emanadores de radón 222).

Posteriormente, en el año 1965, se reglamentó el régimen de sanciones, el cual actúa como último eslabón de la cadena de control, pues permite sancionar las transgresiones a la normativa y, en aquellos casos extremos que así lo justifiquen, dar de baja del sistema regulatorio (retiro de permisos o decomiso de fuentes radiactivas) a los usuarios infractores.

La **rama regulatoria** de la CNEA siempre se desempeñó con independencia técnica y operativa de aquellas actividades obligadas a estar sujetas a control. Actualmente, esta rama cuenta con alrededor de 200 profesionales y técnicos, y más de 3000 m² de laboratorios y oficinas para estudios específicos; además mantiene una activa vinculación con otros sectores de la CNEA, por ejemplo, de investigación y desarrollo, no relacionados con las instalaciones a licenciar, y tiene diversos acuerdos con otras instituciones científicas y técnicas del país y del exterior, que le permiten disponer de consultores especializados en áreas no directamente cubiertas por sus especialistas, tales como análisis sísmico, materiales, análisis dinámico de estructuras, protección contra incendios, etc.

I.3. ORGANIZACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA EN CNEA

La CNEA estaba dirigida por un Directorio de seis miembros, uno de los cuales actuaba como Presidente del mismo. La Ley que creó esa estructura contempla que las actividades regulatorias son competencia del Directorio, mientras que las funciones de promoción y producción dependen de su Presidente.

Dentro de este marco de referencia, la Autoridad Regulatoria estaba formada por un cuerpo colegiado presidido por un miembro del Directorio de la CNEA, distinto del que cumplía las funciones de Presidente del mismo. La Autoridad Regulatoria, tal como ha sido expresado, tiene la facultad de otorgar o suspender una licencia, dictar las normas de aplicación, establecer requerimientos específicos, etc.

Las decisiones de la Autoridad Regulatoria eran implementadas a través de la Gerencia de Área Asuntos Regulatorios de Seguridad Radiológica y Nuclear.

Esta Gerencia de Área depende funcionalmente de la Autoridad Regulatoria y su misión es ocuparse de:

- La reglamentación, licenciamiento y fiscalización de las instalaciones o prácticas sujetas a control.
- Los aspectos científicos y tecnológicos asociados a la seguridad radiológica y nuclear, y a las salvaguardias.
- La capacitación del personal en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.
- Controlar -desde el punto de vista regulatorio- los materiales nucleares bajo salvaguardias y la implementación de las medidas aplicables de protección física.

En la **Figura I.I.** se presenta un esquema simplificado de la organización de la Autoridad Regulatoria y sus dependencias dentro de la CNEA.

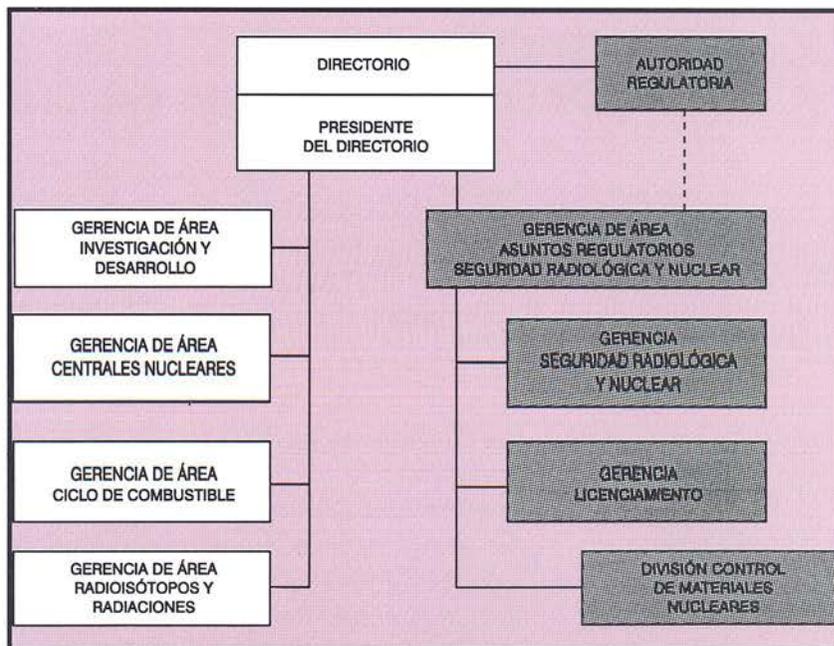


Figura I.1.

I.4. CONFORMACIÓN DEL ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN)

De acuerdo a lo dictaminado por Artículo 2° del Decreto 1540/94, el ENREN está constituido por un Directorio integrado por un Presidente y cinco miembros, designados por el PEN. El Presidente es propuesto por el responsable del área en cuya jurisdicción actúa el Ente, mientras que dos de los Directores son propuestos por el Ministerio de Economía y Obras y Servicios Públicos, dos por la Secretaría de Ciencia y Tecnología y uno por la Secretaría de Recursos Naturales y Ambiente Humano. Todos los integrantes del Directorio cumplirán sus funciones por cuatro años y pueden ser reelegidos indefinidamente,

Según lo establecido en el Artículo 3° del mismo Decreto, se transfiere al Ente Nacional Regulador Nuclear el personal de la Gerencia de Área de Asuntos Regulatorios de Seguridad Radiológica y Nuclear de la CNEA.

Tal como se mencionó anteriormente, el Ente es la Autoridad Regulatoria y le compete dictar las normas que fuere menester implementar en materia nuclear en todo lo referente a temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales.

I.5. RESPONSABILIDADES

En el año 1958, las instalaciones nucleares que se operaban en Argentina no poseían la envergadura y complejidad que hicieran concebible accidentes con un impacto radiológico significativo. La responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear de las instalaciones o de las prácticas (actividades humanas que aumentan la exposición de personas a las radiaciones ionizantes) recaía en un individuo, generalmente el Jefe de la instalación, quien por sí mismo, o con el concurso de su personal, o contratando servicios de terceros (por ejemplo, monitoreo individual) desarrollaba todas las tareas inherentes a la seguridad radiológica y nuclear de la instalación. Se exigía que esta persona estuviese adecuadamente capacitada y se le extendía una licencia o permiso individual que acreditaba tal capacitación. Cuando el diseño, construcción y pruebas preoperacionales de una instalación resultaban satisfactorios, se otorgaba la correspondiente licencia o autorización de operación, la cual estaba condicionada a que la instalación de barras operara bajo la dirección de un Responsable debidamente autorizado.

Si bien estos conceptos aún son esencialmente válidos para instalaciones de limitada envergadura, varias mejoras se fueron introduciendo al sistema regulatorio a lo largo de los años. Así, cuando las características de operación de las instalaciones lo hacen aconsejable, se exige que las personas que deben cubrir determinados puestos del plantel de operación reciban formación especializada y cuenten con una licencia individual. Además, se incrementaron los requisitos de capacitación de todo el personal de operación.

Por otra parte, en el caso de instalaciones complejas, se consideró que no bastaba con disponer de personal de operación en cantidad suficiente y adecuadamente capacitado, para garantizar su operación con un grado de seguridad similar al grado inicial con que fue concebida la instalación; obviamente, el progreso tecnológico obliga a revisar constantemente aspectos de diseño y operación de las instalaciones de envergadura e introducir, cuando corresponda, las modificaciones que el estado del arte aconseja en términos de seguridad. Estas consideraciones dieron origen a la figura de la Entidad Responsable.

ENTIDAD RESPONSABLE Y RESPONSABLE PRIMARIO

En función del riesgo radiológico asociado a cada instalación, se las clasifica en **relevantes** y **no relevantes**. Las primeras son aquellas en las cuales pueden concebirse situaciones anormales que permitan suponer que en tales casos los trabajadores de estas instalaciones o los miembros del público puedan recibir dosis significativas. En otras palabras, las instalaciones relevantes son aquellas en las

cuales se deben realizar estudios de seguridad y prever las acciones necesarias para reducir a valores aceptables la probabilidad de ocurrencia de ciertos eventos anormales concebibles, así como limitar las consecuencias radiológicas en el caso que tales eventos ocurriesen. Es requisito que cada instalación relevante esté respaldada por una organización capaz de garantizar a su personal el apoyo necesario a las tareas inherentes a la seguridad radiológica y nuclear, tales como las de revisión de procedimientos de operación, mantenimiento de sistemas de seguridad, modificaciones técnicas a la instalación, etc.

Esta organización, denominada **Entidad Responsable**, puede respaldar la operación de más de una instalación relevante y es responsable por la seguridad radiológica y nuclear de las mismas; es decir, debe hacer todo lo razonablemente posible en favor de la seguridad del personal y del público, cumpliendo -como mínimo- lo establecido en las normas, las licencias y demás requerimientos de la Autoridad Regulatoria. A partir del inicio de 1995 deberá cumplir con los requerimientos del ENREN.

De acuerdo con las normas regulatorias, la Entidad Responsable debe designar en cada instalación relevante un **Responsable Primario**, quien tiene la responsabilidad **directa** por la seguridad radiológica y nuclear de esa instalación.

La Entidad Responsable, además de prestar a los Responsables Primarios todo el apoyo que necesiten, debe realizar una supervisión adecuada para garantizar que las instalaciones son operadas en correctas condiciones de seguridad radiológica y nuclear, incorporando los avances tecnológicos que la evolución natural de los conocimientos exige.

Es importante destacar que el cumplir con las normas y requerimientos de seguridad radiológica y nuclear no exime a la Entidad Responsable del cumplimiento de obligaciones y normas que le impongan otros organismos competentes, relacionados con aspectos no radiológicos (v.g., condiciones para la descarga de efluentes químicos convencionales).

Por su parte, el Responsable Primario, debe hacer todo lo que sea razonablemente posible en sustento de la seguridad radiológica y nuclear, cumpliendo -como mínimo- las condiciones que establece la licencia de cada instalación, las normas aplicables y los requerimientos específicos que efectúe la Autoridad Regulatoria -o el ENREN en adelante. Sin embargo, el cumplimiento de tales condiciones, normas y requerimientos no lo exime de la responsabilidad directa por la seguridad radiológica y nuclear de la instalación. Por ejemplo, los Directores de las centrales nucleares en operación, son los respectivos Responsables Primarios de dichas instalaciones. En las demás instalaciones, no clasificadas como relevantes, esta figura se mantiene con la denominación genérica de **Responsable**.

I.6. PROCESO DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES

Desde el punto de vista del proceso de licenciamiento, las instalaciones se diferencian en relevantes y no relevantes, diferencia que se hace, como se vio, en base al riesgo radiológico asociado; se otorgan licencias en el caso de las relevantes, y autorizaciones en el caso de las no relevantes. Cada solicitud de licencia o autorización -según corresponda- es evaluada mediante estudios adecuados, cuyo grado de detalle debe guardar relación con las consecuencias radiológicas de los hipotéticos accidentes radiológicos concebibles en tales instalaciones.

I.6.I. INSTALACIONES RELEVANTES

Las instalaciones relevantes requieren dos tipos de licencias. La primera es una licencia de construcción, que se otorga cuando se consideran satisfechas las normas y requisitos aplicables a su ubicación-características de la zona-, al diseño básico y al nivel esperado de seguridad en la futura operación de la instalación.

La segunda es una licencia de operación, que se otorga cuando se demuestra -a satisfacción de la Autoridad Regulatoria- que se cumplen las condiciones, normas y requisitos específicos aplicables; la demostración implica la evaluación independiente de documentación técnica y estudios de detalles presentados, de los dictámenes de las inspecciones realizadas durante la construcción, de los resultados de las pruebas preoperacionales, etc. Cabe destacar que desde el inicio de la etapa de construcción se evalúa la capacidad de la Entidad Responsable para ejercer sus responsabilidades, tanto por sí misma como a través de servicios contratados a terceros.

La Autoridad Regulatoria interviene en las dos instancias: al otorgar la licencia de construcción y al otorgar la licencia de operación. No obstante, la interacción entre la Entidad Responsable y la Autoridad Regulatoria es continua, y de una complejidad acorde con la importancia de los riesgos involucrados. Ello es así puesto que las normas y requisitos impuestos son del tipo funcional, lo cual exige de la Entidad Responsable un esfuerzo significativo y una interacción constante para que ésta se asegure un resultado final satisfactorio (es decir, que pueda obtener la licencia solicitada).

Las evaluaciones previas al otorgamiento de la licencia de una instalación relevante incluyen aspectos de garantía de calidad, procedimientos para la construcción, previsiones para inspecciones en servicio y eventuales reparaciones, procedimientos de operación, etc. Además, cuando es posible la eventual ocurrencia

de accidentes con consecuencias radiológicas en el público, se exige que se elaboren planes de emergencia en coordinación con los organismos nacionales, provinciales y municipales pertinentes.

I.6.2. INSTALACIONES NO RELEVANTES

Las instalaciones no relevantes requieren, como se vio, una autorización o permiso de operación; este documento se otorga cuando de la evaluación de la documentación presentada y de las inspecciones preoperacionales realizadas surge que se satisfacen las normas y requisitos aplicables y que se dispone de personal capacitado.

El Responsable de la operación de una instalación no relevante debe contar con un permiso individual. Para que éste le sea otorgado, debe cumplir con varios requisitos: demostrar apropiada formación básica, adecuada formación especializada y suficiente entrenamiento en el trabajo.

I.6.3. LICENCIAMIENTO DE PERSONAL

Si bien se exige que todo el personal esté adecuadamente entrenado y capacitado, acorde con su función en una instalación relevante, la Autoridad Regulatoria requiere además que se licencie al personal que cubra funciones que tengan influencia significativa en la seguridad. La evaluación se efectúa caso por caso en función de la propuesta de la Entidad Responsable y del juicio independiente de la Autoridad Regulatoria.

Los requisitos de capacitación y condiciones del personal cubren en general las cinco áreas clásicas: formación básica, formación especializada, entrenamiento en el trabajo, aptitud psicofísica y rendimiento (*performance*) en el trabajo (esto último se refiere al comportamiento de cada persona en el desempeño de sus tareas).

Cada función del organigrama de operación debe ser desempeñada por personal con conocimientos acordes con la misma, exigiéndose, cuando corresponde, una formación básica universitaria compatible con la naturaleza de la función a desempeñar. Tanto la formación especializada como el entrenamiento en el trabajo deben acreditarse debidamente y se exige el examen de los postulantes mediante mesas examinadoras ad-hoc.

A las personas se les extienden dos tipos de documentos regulatorios. El primero es una **Licencia Individual** que acredita que el postulante ha demostrado poseer la formación básica y especializada adecuada para desempeñar una dada función (o funciones) en un tipo de instalación (v.g., reactores de investigación de tipo piscina y de baja potencia). Este documento se extiende a pedido del

postulante y no tiene vencimiento, pero no es suficiente para que éste se desempeñe en una dada instalación cubriendo una cierta función.

Para poder cubrir una dada función en una instalación determinada, la persona ya licenciada debe contar, además, con una **Autorización Específica**, la cual se otorga a solicitud de la Entidad Responsable cuando el postulante acredita tener un adecuado entrenamiento en el trabajo, aptitud psicofísica apropiada y, cuando corresponde, un rendimiento aceptable en el trabajo.

Respecto a la aptitud psicofísica, cabe aclarar que no es competencia de la Autoridad Regulatoria evaluar la compatibilidad de la salud del trabajador con el ambiente de trabajo, pero sí asegurarse que el postulante reúne requisitos mínimos de salud física y mental como para satisfacerse de que no afectará, con su desempeño, la seguridad de la instalación. Así, para ciertas posiciones puede ser inhabilitante que el postulante sea incapaz de discriminar entre determinados colores o que sea proclive a descontrolarse en situaciones de estrés.

En lo referente al personal de operación, al solicitar el licenciamiento del mismo, la Entidad Responsable debe remitir a la Autoridad Regulatoria con suficiente antelación, la siguiente información:

- Organigrama de operación.
- Perfiles para cada función de operación y planes de capacitación previstos (incluyendo el entrenamiento periódico).
- Propuesta de las posiciones del organigrama (puestos), para las cuales el personal debería tener una autorización específica.

La Autorización Específica tiene una validez limitada a un máximo de dos años, aunque ésta suele ser aún más corta, pues los especialistas médicos no siempre otorgan un certificado psicofísico apto para más de un año. En ciertos casos, hay requisitos de entrenamiento anual (con examen) que, en la práctica, actúan como factor adicional limitante de la validez.

I.6.4. INSPECCIONES Y AUDITORÍAS REGULATORIAS

La Autoridad Regulatoria tiene un programa independiente de inspecciones y auditorías, además de las que debe implementar la Entidad Responsable por sí misma (véase I.5.).

Durante la operación de las instalaciones nucleares se llevan a cabo inspecciones regulatorias, las cuales son planificadas

especialmente para cada instalación. En el caso de las centrales nucleares, además, hay inspectores residentes con entrenamiento y calificación acordes a las funciones que desempeñan.

La Autoridad Regulatoria realiza, asimismo, auditorías; éstas se desarrollan bajo procedimientos escritos y se programan para cubrir aspectos organizativos, operativos y de procesos relacionados con la seguridad. Según lo establece el Artículo 4° del Decreto N° 1540/94, el ENREN en ejercicio de su función de fiscalización tiene libre acceso a las instalaciones de Nucleoeléctrica Argentina S.A., sociedad (creada por el mismo Decreto) que desarrolla la actividad de generación nucleoelectrónica vinculada a la Central Nuclear Atucha I, a la Central Nuclear Embalse y la de construcción, puesta en marcha y operación de la Central Nuclear Atucha II.

I.7. CRITERIOS BÁSICOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

Los trabajos de investigación realizados en las décadas del '50 y del '60 hicieron posible obtener el conocimiento y la experiencia necesarios para definir, desde el punto de vista radiológico, una política de protección para los trabajadores, el público y el ambiente, mucho antes de que se utilizaran en el país cantidades apreciables de material radiactivo. Los criterios que sustentaban esa política han seguido la evolución de los conocimientos en materia de seguridad radiológica y, en particular, las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (en inglés, ICRP).

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

I.7.1. JUSTIFICACIÓN DE LA PRÁCTICA

El principio de justificación establece que toda práctica 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 sólo en el caso de las nuevas prácticas, sino también en aquellas prácticas existentes que deban ser revisadas a la luz de nueva

información que sobre ellas se pudiera disponer, como consecuencia del continuo progreso científico-tecnológico.

La Autoridad Regulatoria 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.

1.7.2. OPTIMIZACIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

El principio de optimización establece que la exposición de personas debida 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 -aún más- 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 Autoridad Regulatoria 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\$S/Sv hombre.

La Autoridad Regulatoria puede relevar de la obligación de presentar un estudio de optimización si se demuestra que, en condiciones normales de operación, ningún trabajador puede recibir una dosis efectiva superior a 5 mSv en un año, que ningún miembro del público puede recibir una dosis efectiva superior a 10 μ Sv en un año y que la dosis efectiva colectiva comprometida debida a un año de operación es inferior a 1 Sv hombre.

1.7.3. LÍMITES Y RESTRICCIONES DE DOSIS

El principio de limitación de dosis establece que la dosis en los individuos más expuestos -como consecuencia de todas las fuentes de exposición, excluyendo la radiación natural y las dosis recibidas como pacientes- no debe superar los límites de dosis establecidos. Esto asegura que los efectos determinísticos de la radiación serán evitados totalmente y que la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos será suficientemente baja.

Para cada instalación en particular, 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

las restantes fuentes de radiación, es decir las fuentes próximas y lejanas, y tanto actuales como futuras. Los límites y restricciones de dosis condicionan el proceso de optimización mencionado.

LÍMITES Y RESTRICCIONES DE DOSIS PARA EL PÚBLICO

En Argentina, y desde hace ya años, el valor del límite de dosis para el público es 1 mSv en un año, y se aplica a la dosis promedio en el grupo crítico, es decir en un grupo de personas vecino a la instalación nuclear de que se trate, 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 comprometida debida a todas las instalaciones y prácticas -cercanas y lejanas- cuando se haya alcanzado un equilibrio en la distribución de los materiales radiactivos en el ambiente.

Para tener en cuenta esa contribución de las actividades desarrolladas a nivel 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 ha establecido restricciones a la dosis debida a una única instalación.

Para el caso de las centrales nucleares, esas restricciones son:

- La dosis efectiva en el grupo crítico no debe exceder 0,3 mSv en un año.
- La dosis colectiva comprometida no debe exceder 15 Sv hombre por GW año de energía eléctrica generada.

Para cumplir con estas restricciones se limitan las descargas al ambiente que son autorizadas por la Autoridad Regulatoria.

LÍMITES DE DOSIS PARA TRABAJADORES

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

- La dosis efectiva no debe superar 50 mSv en un año. El objetivo es limitar la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos.
- La dosis equivalente en los órganos y tejidos no debe superar 500 mSv en un año, excepto en el caso del cristalino cuyo límite anual es 150 mSv. El objetivo es evitar efectos determinísticos.

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 de material radiactivo en ese año.

En la práctica, se considera que los límites de dosis no se han excedido cuando se cumplen las siguientes condiciones (siempre que, además, la dosis anual en el cristalino sea menor que 150 mSv):

$$\frac{H'}{500\text{mSv}} \leq 1$$

$$\frac{H^*}{50\text{mSv}} + \sum \frac{I_j}{ALI_j} \leq 1$$

donde, H' es el valor anual de la dosis equivalente direccional; H^* es el valor anual de la dosis equivalente ambiental; I_j es el valor de la incorporación del radionucleido j durante el año; y ALI_j , es el límite de incorporación anual para el nucleido j , recomendado por la ICRP.

I.7.4. LIMITACIÓN DE LAS DESCARGAS

Sólo una muy pequeña fracción de la actividad contenida en una instalación nuclear es liberada al ambiente con los efluentes gaseosos y líquidos. Para ello la Autoridad Regulatoria fija en la licencia de operación de cada instalación los límites autorizados de descarga, los que no deben superarse. Estos límites son anuales y están establecidos para los radionucleidos más representativos de cada instalación.

Cuando los radionucleidos descargados al ambiente son más de uno, se considera que se cumple con los límites autorizados si se verifica la siguiente expresión:

$$\sum A_i / K_i \leq 1$$

donde A_i es la actividad del nucleido "i" liberada al ambiente en el período considerado, y K_i es el límite autorizado de descarga para el nucleido "i".

Cumplir con los límites autorizados de descarga implica que la dosis en el grupo crítico no excederá las restricciones de dosis establecidas para cada práctica en particular. El cumplimiento del límite es una condición necesaria pero no suficiente: se requiere, además, reducir las dosis tanto como sea razonable, siguiendo el principio de optimización.

Con el fin de optimizar la retención de efluentes radiactivos, la Autoridad Regulatoria requiere un análisis diferencial costo-beneficio para seleccionar el sistema óptimo de protección. Se deben detallar, a satisfacción de la Autoridad Regulatoria las distintas

opciones consideradas para el tratamiento de los efluentes, los costos de cada alternativa y la reducción de la dosis efectiva colectiva comprometida lograda en cada caso.

La selección de la opción óptima se realiza de acuerdo con procedimientos usuales, y con un valor monetario asignado a la unidad de dosis colectiva comprometida, igual a 10 000 U\$S/Sv hombre.

Como consecuencia de la aplicación del requerimiento de optimización, un sistema de retención de carbono 14 que reducirá por un factor 100 las descargas, será instalado en la tercera central nuclear argentina, Atucha II, la cual se encuentra en avanzado estado de construcción [1].

1.7.5. LIMITACIÓN DEL RIESGO EN SITUACIONES ACCIDENTALES

La Autoridad Regulatoria adoptó un criterio probabilístico de seguridad cuyo objetivo es limitar el riesgo individual asociado a situaciones accidentales que puedan ocurrir en las instalaciones, al valor del riesgo aceptado en la operación normal de las mismas. Para el caso del público, el límite de riesgo es de 10^{-6} por año, en tanto que para los trabajadores, tal límite es 10^{-5} por año. El criterio está contenido en las normas AR 3.1.3 [2] y AR 4.1.3 [3] las que, entre otras, se aplican en Argentina desde hace unos 15 años.

Las situaciones accidentales aludidas son potenciales; es decir, son sucesos aleatorios que eventualmente podrían ocurrir en una instalación y que -en caso de producirse- causarían la exposición de personas a la radiación. Este tipo de exposición -que tiene asociada una probabilidad de ocurrencia- se denomina **exposición potencial**.

En las normas citadas se establece que se deben tomar todas las medidas que sean razonables para evitar accidentes, minimizando los riesgos radiológicos asociados. Es necesario identificar todas las secuencias accidentales que, de ocurrir, expondrían a personas a la radiación y, posteriormente, se debe calcular la probabilidad anual de ocurrencia de cada una de ellas y las consecuencias radiológicas resultantes en cada caso, en el grupo crítico o en los trabajadores más expuestos, según corresponda. La identificación de las secuencias accidentales y el cálculo de la probabilidad anual de ocurrencia se efectúa aplicando las técnicas del árbol de eventos y del árbol de fallas.

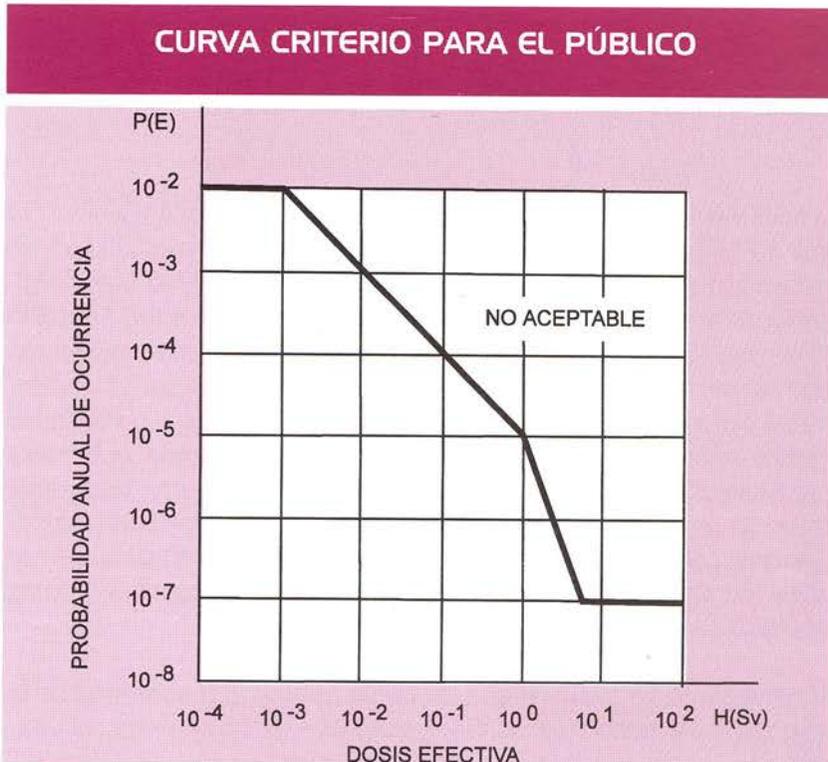


Figura 1.2.

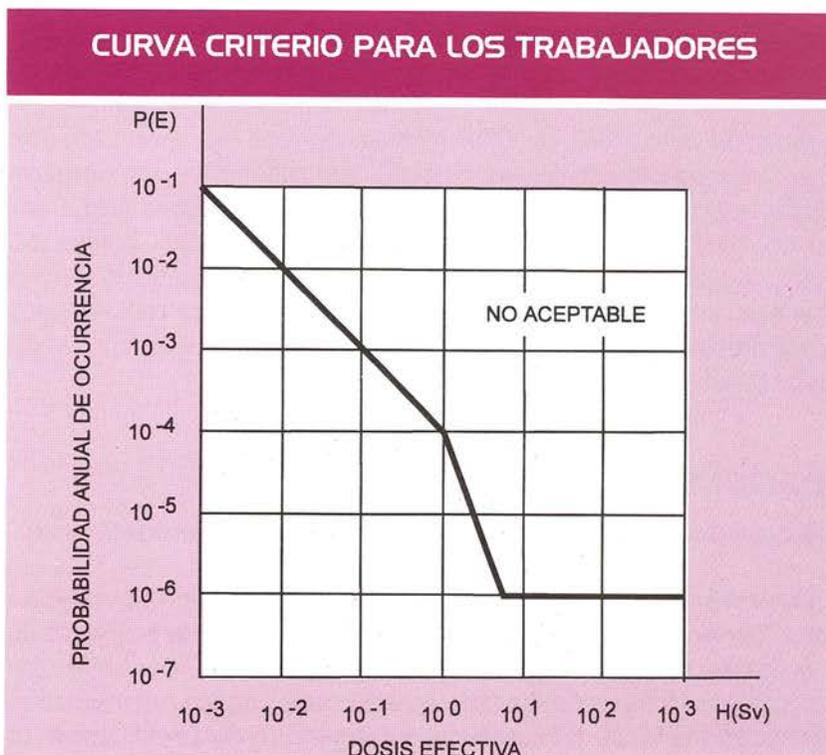


Figura 1.3.

Los datos para calcular las probabilidades de las secuencias accidentales (tasas de falla, tiempo de operación, etc.) que se refieran tanto a sistemas tecnológicos como a acciones humanas, se deben obtener experimentalmente cuando sea posible o, en su defecto, validarse o justificarse con fundamento técnico.

Ninguna secuencia accidental debe tener una probabilidad anual de ocurrencia que representada en función de la dosis efectiva en el grupo crítico -o en los trabajadores más expuestos, según corresponda- resulte en un punto ubicado en la zona no aceptable de las curvas criterio representadas en las Figuras 1.2. y 1.3.

Cada punto representa un accidente potencial de la instalación bajo estudio. En el caso del público (de los trabajadores) el riesgo asociado a cada punto no debe superar el valor de 10^{-7} por año (10^{-6} por año), para que el conjunto total de accidentes potenciales tenga un riesgo asociado no mayor que el límite de riesgo de 10^{-6} por año (10^{-5} por año).

I.8. ADAPTACIÓN A LAS NUEVAS RECOMENDACIONES DE LA ICRP

El sistema de limitación de dosis recomendado por la ICRP en el año 1977 [4] condujo a un profundo cambio de mentalidad en protección radiológica, al mismo tiempo que aumentó significativamente el grado de ambición en términos de seguridad 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 de dosis fijados por 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 1990, la ICRP formuló nuevas recomendaciones [5,6,7] sobre protección radiológica, que mantienen los criterios básicos contenidos en el sistema de limitación de dosis presentado en 1977, pero recomienda una reducción de los límites de dosis, la aplicación de restricciones de dosis, el análisis de exposiciones potenciales y la aplicación de niveles de intervención para emergencias, que tienen implicancias en el diseño y operación de instalaciones nucleares.

I.8.1. NUEVAS RECOMENDACIONES

Las nuevas recomendaciones de la ICRP marcan una evolución en el conocimiento de los efectos de la radiación a bajas dosis y a bajas tasas de dosis, como consecuencia de un mejor conocimiento de la dosimetría relacionada con los bombardeos atómicos militares a Hiroshima y Nagasaki, de un incremento importante en la cantidad de datos epidemiológicos disponibles en los últimos 15 años y de los progresos obtenidos en la interpretación de los mecanismos de la oncogénesis.

La ICRP recomienda actualmente una reducción de los límites de dosis ocupacionales, tratando de mantener un grado de ambición

en seguridad, similar al estipulado en el año 1977. El actual límite de dosis es de 50 mSv en un año. En él se basa el desarrollo de la normativa internacional vigente en seguridad radiológica, incluyendo la de la Argentina. La ICRP, en su Publicación N° 60, recomienda reducir el límite de dosis ocupacional a 20 mSv como promedio en 5 años, permitiéndose cierta flexibilidad de un año a otro, siempre que en un único año no se exceda 50 mSv.

Como ya se mencionó, el límite de dosis para el público en Argentina es 1 mSv en un año, promediado durante toda la vida. Este valor es el que recomienda ahora la ICRP aunque como promedio durante 5 años; además, se recomienda el uso de restricciones de dosis para una fuente en particular, con todo lo cual la ICRP estima que la protección del público se incrementará.

Las nuevas recomendaciones también incluyen, por primera vez dentro de los criterios de protección de una práctica, la limitación del riesgo radiológico asociado con situaciones accidentales (exposiciones potenciales) y la adopción de niveles de intervención para situaciones de emergencia.

Con el objeto de aplicar las nuevas recomendaciones de la ICRP, el OIEA está finalizando la elaboración de sus nuevas "Normas Básicas de Seguridad Radiológica y Nuclear", las que muy posiblemente serán publicadas a fines de 1994. Por su parte, la Autoridad Regulatoria también ha adaptado las normas básicas nacionales haciéndolas consistentes con las nuevas recomendaciones de la ICRP y el OIEA.

I.8.2. IMPLICANCIAS DE LAS NUEVAS RECOMENDACIONES

Las principales implicancias de las nuevas recomendaciones de la ICRP están relacionadas con la reducción de los límites de dosis ocupacionales, el análisis de exposiciones potenciales, la aplicación de restricciones de dosis y la adopción de niveles de intervención para emergencias. Tales implicancias, obviamente, cabe apreciarlas en diversas instalaciones, lo que se muestra a continuación.

INSTALACIONES DISEÑADAS A PARTIR DEL AÑO 1977

En las instalaciones diseñadas con posterioridad al año 1977, fecha en que se pusieron en vigencia en el país las recomendaciones de la publicación N° 26 [4] de la ICRP, las dosis ocupacionales máximas se encuentran muy por debajo de 20 mSv en un año [8].

Además, la limitación del riesgo radiológico asociado a exposiciones potenciales se aplica en Argentina desde el año 1978, más

de 10 años antes que la ICRP lo incorporase a sus recomendaciones. Como se mencionó anteriormente, las normas AR 3.1.3. [2] y 4.1.3. [3] limitan el riesgo radiológico de situaciones accidentales en instalaciones relevantes, a los valores de 10^{-5} y 10^{-6} por año para trabajadores y público, respectivamente.

También, la norma AR 3.1.2. [9] establece restricciones de dosis para la limitación de las descargas provenientes de una central nuclear, estableciendo que la dosis en el grupo crítico no debe exceder 0,3 mSv en un año, y la dosis colectiva por unidad de práctica no debe superar 15 Sv hombre por GW(e) año generado.

Por otra parte, la Autoridad Regulatoria adoptó, hace ya varios años, niveles de intervención para emergencias que son consistentes con las recomendaciones formuladas recientemente por la ICRP en sus publicaciones Nros. 60 [5] y 63 [6].

En resumen, no se espera que las nuevas recomendaciones de la ICRP introduzcan penalizaciones significativas en las instalaciones diseñadas a partir del año 1977, ni en aquellas que se construyan en el futuro. Constituye una excepción la explotación subterránea de mineral de uranio, para la cual cumplir con los límites de dosis representará un cierto esfuerzo.

Todos los yacimientos que se explotan actualmente en el país son a cielo abierto. En un futuro la CNEA prevé explotar el yacimiento Cerro Solo, provincia del Chubut, cuyo laboreo podría ser subterráneo. En este caso, para cumplir con los nuevos límites de dosis, deberán tenerse en cuenta condiciones apropiadas de ventilación.

CENTRALES NUCLEARES EN OPERACIÓN

En las instalaciones diseñadas cuando no se aplicaba el criterio de optimización, la situación es ligeramente diferente de la correspondiente al caso de las instalaciones diseñadas a partir del año 1977 (por ejemplo, las centrales nucleares Atucha I y Embalse, cuyos diseños datan de fines de las décadas del '60 y mediados de la del '70, respectivamente). En estas instalaciones, las implicancias de la aplicación de las nuevas recomendaciones están asociadas, fundamentalmente, con la reducción de los límites de dosis ocupacionales.

En la Central Nuclear Embalse (CNE), el hecho de implementar las nuevas recomendaciones podría sólo implicar un cierto aumento en la cantidad del personal en algunas actividades específicas de mantenimiento, y éste no sería significativo.

En la Central Nuclear Atucha I (CNA I) la situación es más compleja. Al igual que en otras centrales de su generación, algunos componentes internos del reactor y del circuito primario sometidos a fenómenos de desgaste -canales de refrigeración, asientos de válvulas y bombas del circuito primario- están recubiertos con una aleación no ferrosa con 60% de cobalto, conocida

comercialmente como Stellite-6. La superficie de los canales revestida con esa aleación es de aproximadamente 35 m^2 (alrededor del 95% del total de Stellite-6 presente en el circuito primario de la central). Al estar irradiado dicho material por el flujo neutrónico propio del núcleo del reactor, se forma cobalto 60, un radionucleido emisor gamma.

Los productos de corrosión que corrientemente se forman (y que contienen cobalto 60), son transportados por el caudal del moderador y del refrigerante, depositándose a lo largo del circuito primario. El cobalto 60 contribuye a aumentar los campos de radiación normalmente presentes en ciertos lugares del edificio del reactor y, consecuentemente, a incrementar las dosis ocupacionales (tal como en el caso de mantenimiento y radioprotección).

Esto hace que la dosis colectiva ocupacional por GW(e) año resulta más elevada en la CNA I que en centrales que no usan Stellite (v.g., la CNE). Sin embargo, ningún trabajador de la CNA I superó el límite de dosis ocupacional vigente (es decir, estas dosis son inferiores a 50 mSv).

Cabe mencionar que para el caso de la Central Nuclear Atucha II (CNA II), actualmente en construcción, la Autoridad Regulatoria ya requirió años atrás que no se utilice Stellite en ninguno de los componentes internos del reactor o del circuito primario.

La ICRP recomienda ahora reducir el límite de dosis ocupacional a 20 mSv en un año, permitiéndose que se reciban hasta 50 mSv, siempre que en un período de 5 años consecutivos no se excedan 100 mSv. En promedio, a través del tiempo, solamente el 30% de los trabajadores de la CNA I reciben dosis anuales superiores a 20 mSv y en el período 1982-1986, sólo el 15% de los trabajadores recibieron dosis -acumuladas en 5 años consecutivos- superiores a 100 mSv, sin que en ningún caso se alcanzasen los 250 mSv.

La opción de resolver la situación de esta central aumentando el plantel de trabajadores, fraccionando así las dosis para cumplir con el nuevo límite, no sería aceptable para la Autoridad Regulatoria, ya que un mayor número de estos recibirían, año tras año, dosis anuales próximas al nuevo límite de dosis y, a la vez, la dosis colectiva se mantendría invariable o, incluso, aumentaría.

En cambio, tanto la Entidad Responsable de la CNA I como la Autoridad Regulatoria prevén otras soluciones, en particular: eliminar significativamente la generación de cobalto 60, reemplazando los canales por otros sin Stellite, lo cual ya se viene haciendo gradualmente en cada parada programada de la central; descontaminar partes del circuito primario; automatizar algunas operaciones de mantenimiento, etc.

I.9. ASPECTOS DETERMINÍSTICOS Y PROBABILÍSTICOS DE LAS NORMAS REGULATORIAS ARGENTINAS

El análisis de la seguridad radiológica y nuclear de las instalaciones relevantes suele presentar dos enfoques: uno determinístico y otro probabilístico. El enfoque determinístico considera que una instalación es segura cuando el diseño, la construcción y la operación son tales que se puede enfrentar con éxito un conjunto de sucesos accidentales postulados, asumiéndose, por lo tanto, que no pueden ocurrir accidentes no previstos. En el enfoque probabilístico, en cambio, todo tipo de accidente puede ocurrir con una dada probabilidad de ocurrencia, admitiéndose -en contraposición con el enfoque determinístico- la posibilidad de una eventual situación accidental que no pueda ser prevista anticipadamente.

En síntesis, el enfoque determinístico -que nace en los años 50- postula condiciones de certeza (sucesos con probabilidad cero o uno exclusivamente), mientras que el enfoque probabilístico -que se desarrolla en la década del '70- postula condiciones de incerteza (sucesos con cualquier probabilidad). Ambos enfoques se complementan y la tendencia moderna en seguridad radiológica y nuclear es utilizarlos conjuntamente. En este sentido, la Autoridad Regulatoria argentina, que adoptó hace 15 años un criterio probabilístico de aceptación manteniendo requerimientos determinísticos (por ejemplo, se requiere para toda central nuclear un edificio de contención), es pionera, a nivel internacional, en el empleo conjunto de ambos enfoques.

I.10. PROTECCIÓN DEL AMBIENTE

Los criterios de seguridad radiológica y nuclear descriptos anteriormente tienen como uno de sus objetivos primarios proteger adecuadamente al hombre como individuo.

La especie humana es una de las más radiosensibles y existe consenso internacional que protegiendo al hombre como individuo, quedan automáticamente protegidas todas las demás especies vivas, como tales. Esta conclusión, mantenida por la ICRP desde hace muchos años, ha sido ratificada recientemente por nuevos estudios efectuados -independientemente- bajo el auspicio del OIEA y del UNSCEAR.

El concepto de impacto ambiental, como normalmente es usado en la industria convencional, intenta medir hasta qué punto se pone en peligro alguna especie viva como consecuencia de la

introducción de una dada práctica. En este sentido, el impacto ambiental de la industria nuclear es nulo.

I.II. SALVAGUARDIAS Y PROTECCIÓN FÍSICA DE MATERIALES NUCLEARES

Las **salvaguardias** tienen como objetivo detectar cualquier desvío no autorizado de materiales nucleares. Los procedimientos aplicados con ese propósito permiten satisfacer los requisitos propios de la Autoridad Regulatoria y, al mismo tiempo, cumplir con los compromisos internacionales en materia de no proliferación de armas nucleares.

El objetivo principal de las medidas de **protección física** es prevenir que se lleven a cabo actos intencionales dirigidos a producir daños en las instalaciones o a sustraer materiales nucleares. Un aspecto fundamental de los sistemas de protección física aplicados a las instalaciones nucleares es la detección oportuna de cualquier intrusión de personas no autorizadas.

El control regulatorio en materia de salvaguardias y protección física es también función de la Autoridad Regulatoria argentina -en adelante lo será del ENREN- y se ejecuta con un esquema similar al descrito con relación a la seguridad radiológica y nuclear.

I.I2. EMERGENCIAS

En la actualidad existen más de 400 centrales nucleares en funcionamiento en todo el mundo y se han acumulado más de 6000 reactor-año de operación.

Las centrales nucleares son diseñadas, construidas y operadas bajo rigurosas normas de seguridad y el alto grado de ambición de esas normas hizo que la industria nuclear esté comprendida entre las denominadas industrias **seguras**. Sin embargo, aún en las industrias seguras pueden ocurrir situaciones que impliquen riesgos para la población. La denominación de **seguras** no se refiere a la imposibilidad de que ocurran accidentes, sino a la muy baja probabilidad que existe para que tales accidentes efectivamente ocurran.

El único accidente de la industria nuclear con serias consecuencias para el público fue el ocurrido en Chernobil (Ucrania), el 26 de abril de 1986. A causa del mismo fallecieron 31 personas, -la mayoría bomberos- y numerosos pobladores locales fueron eva-

cuados. Las enseñanzas de este accidente han sido capitalizadas para mejorar, aún más, las condiciones de seguridad de las centrales nucleoelectricas actualmente en operación, y de las que se construyan en el futuro.

Un accidente nuclear de gran magnitud en una central nuclear cuya ocurrencia es altamente improbable, podría conducir a la liberación de material radiactivo al ambiente, en cantidades y proporciones que dependerán de las características del accidente. Para que las consecuencias radiológicas del mismo alcancen niveles significativos en el público, es necesaria la fusión del combustible nuclear y la pérdida de integridad de las diferentes barreras del sistema de contención.

Frente a un accidente de tal severidad, es necesario intervenir rápidamente para evitar dosis de radiación altas que, si se alcanzan, darían origen a lesiones graves, incluso la muerte. Estas dosis se alcanzarían sólo si se produjera un escape masivo de material radiactivo desde una central nuclear y serían factibles, únicamente, en personas ubicadas a distancias de unos pocos kilómetros alrededor de la instalación.

Las consecuencias en la población de un accidente de esas características pueden ser mitigadas -y en muchos casos eliminadas- si se dispone de **planes de emergencia** que contemplen la adopción -en el momento oportuno- de acciones apropiadas denominadas **contramedidas**.

1.12.1. PLANES DE EMERGENCIA

Desde antes de la puesta en marcha de una instalación nuclear, y en particular de las centrales nucleoelectricas, el Responsable Primario debe tener organizado un plan de emergencia externo para hacer frente a situaciones accidentales que puedan afectar a la población. El plan forma parte de la documentación requerida por la Autoridad Regulatoria para la operación de la instalación y debe reunir todos los aspectos relacionados con la estrategia para enfrentar, con éxito, las situaciones de emergencia.

El responsable de introducir todas las acciones urgentes contempladas en el plan de emergencia externo es el Responsable Primario. Para ello, la Entidad Responsable debe realizar los acuerdos necesarios para que el personal de la Defensa Civil, de Gendarmería Nacional y demás organizaciones intervinientes en la eventual emergencia se sometan a las órdenes del Gerente de la central nuclear. Esto es así porque la fuente primaria de información para decidir las contramedidas urgentes a tomar, una vez declarada la emergencia, provienen de la propia instalación y se dispone de muy poco tiempo para efectivizar tales contramedidas. Transcurrido el período inicial, no inferior a 3 h de iniciada la emergencia, la responsabilidad es transferida al Jefe de la

Defensa Civil, siempre que se hayan alcanzado las condiciones establecidas en el respectivo plan de emergencia de la central nuclear.

Por exigencia expresa de la licencia de operación, desde la puesta en marcha de una central nuclear se realizan, anualmente, ejercicios y simulacros de emergencia, tanto en el interior como en el exterior de la instalación, con el objeto de evaluar el comportamiento de los distintos grupos intervinientes y perfeccionar el plan.

En los simulacros que se realizan en el exterior de la instalación participan, además del personal de la central nuclear, la Defensa Civil, la Gendarmería Nacional, la Autoridad Regulatoria y grupos de la población cercana a la instalación.

En los últimos años se han realizado simulacros con la participación de habitantes de Lima, población aledaña a la CNA I, y de La Cruz, Embalse, Villa del Dique y Villa Rumipal, pueblos asentados en las inmediaciones de la CNE.

I.12.2. ORGANIZACIÓN PARA EMERGENCIAS DE LA AUTORIDAD REGULATORIA

En el uso de material radiactivo en el área médica e industrial, cabe la posibilidad de que acontezcan situaciones accidentales y en la zona del siniestro no exista personal con conocimientos apropiados ni un plan específico para mitigar las eventuales consecuencias radiológicas de tales hechos. En general, dichas situaciones se originan por negligencia de los responsables del material radiactivo o como consecuencia del robo o pérdida de fuentes, las que, de tal manera, llegan a manos de personas que desconocen los riesgos que implica su manipuleo. Accidentes como los aludidos son los que más víctimas han producido en el mundo.

Para atender a estas situaciones y poder dar una respuesta rápida y efectiva a las mismas, la Autoridad Regulatoria ha implementado un sistema de atención de emergencias radiológicas, que funciona durante todo el año y las 24 horas del día. Además, existen convenios con la Policía Federal -Superintendencia de Bomberos- con el Ministerio de Salud y Acción Social y con la Municipalidad de Buenos Aires y algunas Provincias, para facilitar la intervención rápida de especialistas y la derivación de personas sobreexpuestas para su atención médica (SAMARI, Sistema de Atención Médica al Accidentado con Radiaciones Ionizantes).

También está previsto el apoyo al personal de las potenciales instalaciones involucradas en un accidente. El sistema para emergencias de este tipo está constituido, básicamente, por un grupo de intervención primaria, otro de evaluación y un tercero de apoyo.

El grupo de intervención primaria es el primero en concurrir al lugar de la emergencia y tiene por misión tratar de evitar sobreexposiciones innecesarias, hacer una evaluación preliminar de la situación y convocar a los grupos de evaluación y apoyo si fuera necesario.

Dentro del grupo de evaluación hay especialistas en tratamientos médicos para los potenciales irradiados o contaminados, en dosimetría externa, interna y biológica, en espectrometría y monitoreo y en distintos aspectos de protección radiológica y seguridad nuclear. El grupo de apoyo se encarga, principalmente, de las comunicaciones, del transporte de personas y de la provisión de elementos de monitoreo y protección personal.

I.12.3. ACCIDENTES CON CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS EN ARGENTINA

Sólo en cuatro casos se verificaron lesiones provocadas por sobreexposición a la radiación y las situaciones accidentales que los motivaron se describen a continuación.

I.11.3.1. ACCIDENTES CON FUENTES DE USO MÉDICO E INDUSTRIAL

Desde el año 1950 hasta la fecha se han registrado dos situaciones accidentales con fuentes de gammagrafía industrial y otra con una fuente de uso médico. El primero y más grave de estos casos ocurrió en una destilería de petróleo, en la ciudad de La Plata, durante tareas de control de soldaduras realizadas por una empresa privada de gammagrafía [10].

Debido a serias negligencias por parte del responsable de la operación, una fuente de 0,5 TBq de cesio 137 salió del blindaje de uno de los equipos utilizados en la inspección, quedando sobre el piso del lugar.

En la mañana del 3 de mayo de 1968, un operario (soldador) de la empresa que realizaba obras de ampliación de la destilería encontró en el suelo, según sus declaraciones, un objeto metálico brillante y, sin saber que se trataba de la fuente radiactiva mencionada, la guardó en un bolsillo de su pantalón. Ese día por la tarde, el obrero sintió dolores en los muslos, que interpretó de origen muscular. El 5 de mayo las molestias se acentuaron y aparecieron eritemas, tumefacción y ampollas en la parte anterior de ambos muslos, por lo que fue internado con diagnóstico de quemaduras de origen desconocido.

Recién el 27 de mayo, el responsable del equipo de gammagrafía denunció a la CNEA el extravío de la fuente radiactiva y entonces se correlacionó la afección del obrero accidentado con este extravío. La fuente se encontró en el pantalón de trabajo del operario,

pantalón que permaneció colgado en el vestuario de la empresa desde el último día de tareas del accidentado.

Como consecuencia de las dosis recibidas, el obrero sufrió severas lesiones en ambos muslos, en la zona inguinoescrotal y en las manos. Al cabo de 8 meses de evolución, se le amputaron los dos miembros inferiores. Aunque inválida, la persona sigue viva. Su evolución clínica ha sido seguida periódicamente hasta la fecha.

El segundo caso se produjo con una fuente de teleterapia de cobalto 60, en la ciudad de Tucumán, en el año 1975 [11]. El médico radioterapeuta responsable de la fuente, tratando por sí mismo de reparar el mecanismo de apertura de la misma, recibió altas dosis en los dedos de ambas manos. Como consecuencia de la dosis recibida tuvo radionecrosis en tres dedos que le fueron amputados.

En el año 1978, en la ciudad de La Plata, como consecuencia de una falla en el manejo de un equipo de gammagrafía industrial de iridio 192, un operador no detectó que la fuente estaba expuesta y recibió una sobreexposición en la piel de una mano, presentando radiodermatitis en dos dedos [11].

1.12.3.2. ACCIDENTE EN EL CONJUNTO CRÍTICO RA-2

En más de 40 años de actividad de la CNEA, hubo un solo caso de daño producido por sobreexposición en uno de sus trabajadores. El 23 de setiembre de 1983, mientras se procedía al cambio de configuración del núcleo del conjunto crítico RA-2, ubicado en el Centro Atómico Constituyentes, se produjo un accidente de criticidad [12].

El conjunto crítico, de 0,1 W de potencia nominal, tenía un núcleo de configuración variable, integrado por elementos combustibles de uranio enriquecido al 90%, empleando agua común como moderador y grafito como reflector. Se estimó que durante el accidente se alcanzó un pico de potencia de 300 MW durante unos 30 milisegundos, liberándose una energía de alrededor de 10 MJ (lo que equivale a $3 \cdot 10^{17}$ fisiones).

En el momento del accidente, el operador del conjunto crítico se encontraba apoyado sobre el borde del recipiente de este conjunto, desplazando las cajas de elementos combustibles. Debido a una serie de errores de operación, tales como desagote parcial del moderador (la evacuación total hace que el riesgo de criticidad sea nulo) y alteración de la secuencia de extracción e inserción de las cajas de elementos combustibles, se alcanzó el estado supercrítico del conjunto.

Los síntomas clínicos observados en los primeros momentos permitieron diagnosticar enfermedad aguda de radiación con

síndrome cardioneurológico en la fase de shock. La presencia de vómitos no psicogénicos en los primeros 30 minutos permitió estimar una dosis en todo el cuerpo superior a 15 Gy, lo cual evidenciaba la ausencia total de posibilidades terapéuticas. El cuadro cardioneurológico se complicó con radioneumonitis localizada en el hemitórax derecho y a las 48 h se produjo la muerte del paciente, luego de sucesivos paros respiratorios.

La evaluación física de la dosis absorbida de neutrones, D_n , se estimó a partir de las mediciones de actividad de sodio 24 en sangre, de la actividad de bromo 82 y fósforo 32 en el pullover que vestía el operador en el momento del accidente y de oro 198 y cobre 64 en cadenas y anillos que integraban sus efectos personales. La dosis absorbida debida a radiación gamma, D_γ , se calculó a partir de la relación D_γ/D_n medida en los dosímetros de criticidad ubicados en el recinto donde ocurrió el accidente. La dosis de radiación gamma fue estimada en 21 Gy y la dosis de neutrones en 22 Gy.

REFERENCIAS

- [1] Beninson, D.; González, A.J. "Application of the dose limitation system to the control of carbon-14 releases from heavy-water moderated reactors". International symposium on the application of the dose limitation system in nuclear fuel cycle facilities and other radiation practices". Madrid, oct. 19-23, 1981. p. 3-19.
- [2] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Criterios radiológicos relativos a accidentes". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.1.3.
- [3] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Criterios radiológicos relativos a accidentes". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 4.1.3.
- [4] International Commission on Radiological Protection, Sutton UK). "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". ICRP Publication 26. Oxford, Pergamon Press (1977).
- [5] International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection adopted by the Commission in November 1990". ICRP Publication 60. Oxford, Pergamon Press (1991).
- [6] International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "Principles for intervention for protection of the public in a radiological emergency". ICRP Publication 63. Oxford, Pergamon Press (1993).
- [7] International Commission on Radiological Protection, Sutton (UK). "Protection from potential exposure: a conceptual framework". ICRP Publication 64. Oxford, Pergamon Press (1993).
- [8] Palacios, E. et. al. "Effects of dose limits reduction on the Argentina nuclear power plants". Health Phys.; vol.65: no.5, p. 532-534, 1993.
- [9] Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (Argentina). Autoridad Regulatoria. "Limitación de efluentes radiactivos". Buenos Aires, CNEA, 1992. NORMA AR 3.1.2.
- [10] Beninson, D.; Placer, A.; Vander-Elst, E. Estudio de un caso de irradiación humana accidental. Symposium on the handling of radiation accidents. Viena, may 19-23, 1969.
- [11] Palacios, E. Severe accidents and countermeasures. Symposium on Safety Nuclear Power Plants in Latin America. Río de Janeiro, jun 9-13, 1991. p. 547-552.
- [12] Bomben, A. et. al. Accident in a critical facility: physical dosimetry. 7th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA 7). Sydney, apr 10-17, 1988. p. 831-834.