

capítulo VI

EVALUACIONES, ESTUDIOS Y CAPACITACIÓN

VI.I. INTRODUCCIÓN

Las actividades para el desarrollo en protección radiológica en el país se inician en la década del '50. En esa época comienzan a realizarse las mediciones del depósito de radionucleidos presentes en la atmósfera (precipitación radiactiva), como consecuencia de los ensayos nucleares que se llevaban a cabo en el hemisferio norte, y los estudios para analizar el movimiento de material radiactivo en el ambiente.

También en el período aludido 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.

Actualmente, la Autoridad Regulatoria cuenta con alrededor de 220 profesionales y técnicos en la especialidad, de los cuales una

parte está dedicada a tareas de evaluación y estudios en seguridad radiológica y nuclear. Estas actividades se concentran en el CAE, el cual dispone de alrededor de 2000 m² de laboratorios y oficinas para tal fin. Además, mantiene una activa vinculación con otros sectores de investigación y desarrollo de la CNEA, habiendo suscripto también diversos acuerdos con otras instituciones científicas y técnicas del país y del exterior. Todo esto, y tal como ya se mencionó, le permite a la Autoridad Regulatoria contar, con especialistas en áreas tales como análisis sísmicos, materiales, análisis dinámico de estructuras, protección contra incendios en instalaciones nucleares, etc.

Como ya se ha señalado en los Capítulos anteriores, el ENREN contará con el personal de la Gerencia de Área de Asuntos Regulatorios de Seguridad Radiológica que le ha sido transferido según lo estipula el Artículo 3° del Decreto 1540/94, y recibirá la transferencia de los bienes de la CNEA que le correspondan, de acuerdo a lo que establece el Artículo 2° del mismo Decreto del Poder Ejecutivo Nacional. Asimismo, continuará vinculado con los sectores de investigación y desarrollo de la CNEA y con otras instituciones científico y técnicas del país y del exterior.

VI.2. EVALUACIONES Y ESTUDIOS EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

Estas actividades que lleva a cabo la CNEA como Autoridad Regulatoria, y que a partir de 1995 desarrollará en el ENREN, están orientadas a la obtención de criterios, metodologías, técnicas y resultados para evaluar por sí misma y de manera independiente la seguridad radiológica y nuclear de las instalaciones, la protección radiológica del público y los trabajadores, las salvaguardias y los aspectos aplicables de protección física.

Al respecto, las principales áreas de trabajo son:

- Elaboración de criterios y normas en seguridad radiológica y nuclear.
- Estudios dosimétricos.
- Desarrollo de técnicas y metodologías de aplicación en protección radiológica.
- Evaluaciones ambientales.
- Desarrollo de técnicas y metodologías de aplicación en seguridad nuclear.
- Desarrollo y evaluación de enfoques, técnicas y métodos de salvaguardias y protección física.

VI.2.I. ELABORACIÓN DE CRITERIOS Y NORMAS EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

La elaboración de criterios y normas para sustentar la acción regulatoria constituye un aspecto fundamental. Con tal finalidad, la Autoridad Regulatoria realiza trabajos sobre diferentes campos de la seguridad radiológica y nuclear. Mantiene, además, una activa colaboración con organismos internacionales, tales como la ICRP, el OIEA y el UNSCEAR. Desde el inicio del año próximo, el ENREN hará lo propio en este sentido, sustituyendo a la CNEA como Autoridad Regulatoria.

Varias de las normas establecidas por la Autoridad Regulatoria son las siguientes:

- AR.0.0.1. Licenciamiento de instalaciones relevantes.
- AR.0.11.1. Autorizaciones específicas del personal de instalaciones relevantes.
- AR.0.11.2. Requerimientos de aptitud psicofísica para autorizaciones específicas.
- AR.3.1.1. Exposición ocupacional.
- AR.3.1.2. Limitación de efluentes radiactivos.
- AR.3.1.3. Criterios radiológicos relativos a accidentes.
- AR.3.2.1. Criterios generales de seguridad en el diseño.
- AR.3.2.2. Análisis de fallas para la evaluación de riesgos.
- AR.3.2.3. Seguridad contra incendios.
- AR.3.3.1. Núcleo del reactor.
- AR.3.3.2. Sistemas de remoción de calor.
- AR.3.3.3. Circuito primario de presión.
- AR.3.3.4. Comportamiento del combustible en el reactor.
- AR.3.4.1. Sistema de protección e instrumentación relacionada con la seguridad.
- AR.3.4.2. Sistemas de extinción.
- AR.3.4.3. Sistemas de confinamiento.
- AR.3.5.1. Alimentación eléctrica esencial.
- AR.3.6.1. Garantías de calidad.
- AR.3.7.1. Documentación a ser presentada a la autoridad licenciante hasta la puesta en operación comercial de una central nuclear.
- AR.3.8.1. Puesta en marcha prenuclear.
- AR.3.8.2. Puesta en marcha nuclear.
- AR.3.9.1. Criterios generales de seguridad en operación.
- AR.3.9.2. Comunicación de eventos relevantes.
- AR.3.10.1. Protección contra terremotos.
- AR.4.1.2. Limitación de efluentes radiactivos en reactores de investigación e irradiación.
- AR.4.1.3. Criterios radiológicos relativos a accidentes.
- AR.4.2.1. Diseño de conjuntos críticos.
- AR.4.2.2. Diseño de reactores de investigación.
- AR.4.2.3. Seguridad contra incendios en reactores de investigación.
- AR.4.5.1. Diseño del sistema del suministro de energía eléctrica de reactores de investigación.
- AR.4.7.1. Documentación a ser presentada a la autoridad licenciante hasta la puesta en operación de un reactor de investigación de clase II o de clase IV.
- AR.4.8.1. Puesta en marcha de conjuntos críticos.
- AR.4.8.2. Puesta en marcha de reactores de investigación.
- AR.4.9.1. Operación de conjuntos críticos.
- AR.4.9.2. Operación de reactores de investigación.
- AR.5.1.1. Seguridad radiológica ocupacional por diseño en aceleradores relevantes.
- AR.5.7.1. Documentación a ser presentada a la autoridad licenciante hasta la puesta en operación de un acelerador relevante.
- AR.6.1.1. Seguridad radiológica ocupacional de instalaciones radiactivas.
- AR.6.1.2. Limitación de efluentes radiactivos de instalaciones radiactivas relevantes.
- AR.6.2.1. Seguridad radiológica para el diseño de plantas industriales de irradiación con fuente radioisotópica móvil depositada bajo agua.
- AR.6.7.1. Documentación a ser presentada hasta la puesta en operación de una planta industrial de irradiación.
- AR.6.9.1. Operación de plantas industriales de irradiación.
- AR.7.9.1. Seguridad radiológica para la operación de equipos de gammagrafía industrial.
- AR.8.2.1. Uso de fuentes selladas en braquiterapia.
- AR.8.2.2. Operación de aceleradores lineales de electrones para uso médico.
- AR.8.2.3. Operación de equipos de telecobaltoterapia.
- AR.10.1.1. Norma básica de seguridad radiológica.
- AR.10.13.1. Norma básica de protección física de materiales e instalaciones nucleares.
- AR.10.14.1. Garantías de no desviación de materiales nucleares, y de materiales, instalaciones y equipos de interés nuclear.
- AR.10.16.1. Transporte de materiales radiactivos.

VI.2.2. ESTUDIOS DOSIMÉTRICOS

Las investigaciones y desarrollos que se realizan en el área de dosimetría están orientados a la obtención de metodologías apropiadas para conocer las dosis de radiación que reciben las personas ocupacionalmente expuestas y el público, tanto en situaciones normales como accidentales. Constituyen la principal herramienta para evaluar el cumplimiento de las normas, y para definir el criterio a seguir respecto a las personas que puedan resultar sobreexpuestas a la radiación.

Los estudios que se realizan en este campo se subdividen en tres grandes grupos:

- Dosimetría externa.
- Dosimetría interna.
- Dosimetría biológica.

DOSIMETRÍA EXTERNA

Se desarrollan técnicas para determinar las magnitudes de interés en protección radiológica y se estudia la respuesta de los diferentes medidores de radiación utilizados en las instalaciones y prácticas, tales como “rémetros”, contadores de diferente tipo (Geiger-Müller, proporcionales, de centelleo, etc.), dosímetros termoluminiscentes y detectores de activación. Además, se desarrollan métodos para determinar distribuciones de dosis en el cuerpo humano expuesto a campos externos de radiación, mediante la utilización de técnicas dosimétricas físicas y la aplicación de modelos antropomorfos, físicos y matemáticos.

Se determinan las magnitudes dosimétricas básicas utilizadas en radioprotección (fluencia, dosis equivalente, dosis efectiva, dosis ambiental y dosis equivalente individual), en mediciones de laboratorio y en áreas de trabajo.

Asimismo, se realizan estudios y desarrollos de dosímetros -de área y personales- utilizando detectores termoluminiscentes y de activación. En el pasado se trabajó, también, en la calibración y puesta en práctica de detectores pasivos de policarbonatos para la medición de concentración de radón en viviendas y en el desarrollo de modelos para la conversión entre magnitudes básicas y aplicadas, en radioprotección. Estos trabajos se llevaron a cabo en colaboración conjunta con el Gesellschaft für Strahlen und Umweltforschung (GSF) de Munich, y el Kernforschungszentrum Karlsruhe (KFK) de Karlsruhe, Alemania.

DOSIMETRÍA INTERNA

En este campo, las investigaciones y desarrollos están destinados a la obtención de metodologías para evaluar dosis debidas a la incorporación de material radiactivo. A tal fin se efectúan mediciones directas de la actividad retenida por las personas, análisis de excretas y mediciones de concentración de actividad de radionucleidos en aire y en superficies.

Con el mismo propósito, se desarrollan técnicas radioquímicas para la determinación de actividad en muestras biológicas (orina, heces) y en muestras ambientales, y se desarrollan modelos metabólicos que permiten relacionar esas mediciones con las dosis recibidas por las personas involucradas.

En la década del '60 se desarrolló un contador de cuerpo entero, para la medición in vivo de la actividad incorporada por los trabajadores de la industria nuclear, que fue pionero en el mundo.

En la actualidad, para efectuar estas mediciones, se dispone de:

- Un recinto blindado para efectuar mediciones en todo el cuerpo o en órganos específicos, de emisores gamma de alta energía, mediciones de bajo fondo de transuránidos y mediciones de uranio; el recinto está equipado con un detector de centelleo (INa(Tl)) de gran área y un detector semiconductor (Ge-Hp) de alta eficiencia.
- Un recinto destinado al control rutinario ocupacional, equipado con un centellador de INa(Tl) para mediciones de emisores gamma de alta energía en todo el cuerpo, tórax o abdomen y otro para medir iodo 125 en tiroides.
- Un sistema parcialmente blindado y transportable empleado para intervención en emergencias o mediciones en instalaciones nucleares, hospitales, centros de medicina nuclear, etc.; el sistema está equipado con dos detectores que permiten medir todo el cuerpo, tórax, abdomen y tiroides.
- Un sistema para la medición rutinaria de iodo 131 en tiroides.

Este laboratorio de mediciones in vivo ha participado en ejercicios de intercomparación y validación coordinados por el OIEA, que lo muestran ubicado entre los de más bajo límite de detección en el mundo.

DOSIMETRÍA BIOLÓGICA

Se desarrollan técnicas biológicas para evaluar las dosis de radiación que pueden recibir las personas en situaciones accidentales, con el propósito de planificar la conducta médica a seguir en esos casos. Con tal finalidad, se desarrollan y calibran distintos tipos de indicadores biológicos, en particular, citogenéticos, hematológicos, bioquímicos y biofísicos.

Este laboratorio cuenta con una reconocida experiencia en dosimetría citogenética, producto de más de 30 años de labor, y ha

participado en programas de intercomparación con laboratorios similares de América Latina.

Con el propósito de establecer indicadores biológicos que permitan predecir la ocurrencia de efectos determinísticos, se desarrollan modelos animales, para irradiación aguda localizada, irradiación corporal total e irradiación prenatal. Se irradian diferentes especímenes y se estudian parámetros clínicos, hematológicos, biofísicos y bioquímicos. Estos estudios permiten desarrollar, además, métodos de pronósticos y terapéuticos para ser utilizados en casos de sobreexposición a la radiación.

También se ha desarrollado, en colaboración con los organismos de salud nacionales y provinciales, un programa de asistencia a personas sobreexpuestas que requieran atención hospitalaria (SAMARI).

VI.2.3. DESARROLLO DE TÉCNICAS Y METODOLOGÍAS DE APLICACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Desde el año 1958 se vienen realizando mediciones ambientales para determinar la concentración de material radiactivo en el ambiente y estudiar el transporte de esos elementos en las cadenas alimenticias. En este sentido, se desarrollaron técnicas radioquímicas para la detección de los radionucleidos presentes en la precipitación radiactiva, la concentración de actividad -natural y artificial- en muestras ambientales y la concentración de radón en el interior de viviendas. Un programa de vigilancia ambiental, que incluye la medición de la concentración de radiactividad en aire, agua y alimentos, se encuentra implementado alrededor de las principales instalaciones nucleares que operan en todo el país.

Los blindajes para atenuar la radiación, y consecuentemente proteger a los trabajadores y al público, tienen una importancia relevante en la protección radiológica. Se evalúan los blindajes de las distintas instalaciones con códigos computacionales diferentes a los utilizados por los diseñadores. Además, se han desarrollado códigos para optimizar el diseño de los blindajes -desde el punto de vista de la protección radiológica- para diferentes campos de radiación.

También se desarrollan técnicas para evitar la dispersión de material radiactivo en instalaciones donde se trabaja con sustancias de este tipo. En particular, se dispone de un laboratorio para la determinación de la eficiencia de filtros absolutos y de sistemas completos de filtración de uso en instalaciones nucleares. Se realizan estudios de los sistemas de ventilación, en su conjunto, y de las condiciones de funcionamiento aerodinámico de campanas radioquímicas, bocas de captura de contaminación y rejillas de extracción de aire.

Se llevan a cabo desarrollos y evaluaciones de instrumentos para medir magnitudes de interés en protección radiológica, orientados a satisfacer las necesidades específicas en esta disciplina. Se desarrollan sistemas de vigilancia radiológica ambiental y de áreas destinados al seguimiento y control de variables de interés, interfases entre sistemas de detección y procesamiento de datos; también se desarrollan sistemas de medición orientados a la identificación y evaluación de espectros de emisión gamma.

VI.2.4. EVALUACIONES AMBIENTALES

Las evaluaciones ambientales son requeridas para estimar las dosis recibidas por la población como consecuencia del material radiactivo -natural y artificial- presente en el ambiente, para estimar el impacto radiológico de la eliminación de residuos radiactivos y para predecir las consecuencias de accidentes severos en instalaciones nucleares.

MODELOS AMBIENTALES

Para evaluar las dosis recibidas por la población debidas a los elementos radiactivos contenidos en el ambiente, se requiere de modelos que contemplen las vías de exposición, los parámetros de transferencia entre los distintos compartimentos y los mecanismos de transporte a través de las cadenas alimenticias. Esos modelos han sido desarrollados, y son utilizados para establecer los límites de descarga autorizados para cada instalación, así como para evaluar la dosis colectiva resultante.

RESIDUOS RADIATIVOS

Se desarrollaron varios modelos, unos de dispersión de contaminantes en acuíferos y aguas subterráneas, que permiten calcular el flujo de actividad, y otros para estimar la dosis que resultaría de la intrusión humana en el área de eliminación de residuos de baja actividad, después del retiro de servicio de la instalación. Los resultados de estos modelos han participado en experiencias de intercomparación y validación, de carácter internacional.

EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS

Se han desarrollado modelos para predecir, rápidamente, las dosis que recibiría el público como consecuencia de la emisión accidental de material radiactivo al ambiente. Esto permite la evaluación de las consecuencias radiológicas de eventuales accidentes en por ejemplo, centrales nucleares, y constituye una herramienta para predecir y poder asesorar a las autoridades públicas en la toma de decisiones para proteger a la población. Se utilizan modelos para evaluar la dispersión de contaminantes en el ambiente en función de las condiciones meteorológicas que existieran en el momento del accidente y la magnitud del mismo,

esta última basada en el inventario de radionucleidos liberados y la energía de la emisión. Existen dos versiones de estos modelos: uno de carácter local y otro válido para la mesoescala.

VI.2.5. DESARROLLO DE TÉCNICAS Y METODOLOGÍAS DE APLICACIÓN EN SEGURIDAD NUCLEAR

Los trabajos de investigación y desarrollo en esta área están orientados a la evaluación del riesgo radiológico asociado a potenciales accidentes que pudieren ocurrir en instalaciones relevantes, particularmente en el caso de centrales nucleares de potencia.

EVALUACIÓN PROBABILÍSTICA

En estas evaluaciones se determinan todas las secuencias de sucesos accidentales que, hipotéticamente, podrían acontecer en la instalación de interés y se evalúan las probabilidades de ocurrencia de estas secuencias, así como las consecuencias radiológicas derivadas de las mismas.

Algunos trabajos y desarrollos significativos realizados en este tema son:

- Plan conjunto con la CNA I para la realización del análisis probabilístico de seguridad de la central.
- Estudio de la importancia relativa de los componentes que integran un sistema tecnológico.
- Métodos de análisis de árboles de eventos (trabajo realizado en conjunto con la Comisión Nacional de Energía Nuclear de Brasil).
- Desarrollo de un sistema experto para considerar la influencia de la confiabilidad humana en métodos probabilísticos de seguridad.
- Análisis probabilístico de seguridad para reactores de investigación.
- Métodos para identificar eventos iniciantes.
- Análisis Bayesiano de datos.
- Códigos computacionales para la resolución de árboles de fallas y árboles de eventos.
- Optimización de tiempos entre pruebas repetitivas en instalaciones nucleares.

ANÁLISIS DE ACCIDENTES

Estos análisis determinan el comportamiento de componentes y sistemas durante condiciones anormales que eventualmente puedan ocurrir en instalaciones relevantes.

Las principales evaluaciones realizadas son:

- Evaluación de los modelos de fractura del recipiente de presión.
- Análisis de eventos relevantes ocurridos en instalaciones nucleares del mundo.
- Elaboración de criterios de seguridad.

ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO

La necesidad de contar con herramientas de predicción para encarar problemas de termohidráulica y de transferencia de calor y materia vinculados con la seguridad radiológica y nuclear, obliga a desarrollar técnicas de representación computacional de los modelos considerados como válidos. A tal efecto se desarrollan técnicas apropiadas para cada problema.

Por otra parte, los cambios tecnológicos en los sistemas de cómputo obligan a adecuar los desarrollos de los modelos computacionales a equipamientos cambiantes. Se han desarrollado diferentes técnicas de cálculo en función de problemas de interés.

Una enumeración, no excluyente, de tales técnicas es la siguiente:

- Termohidráulica de medios porosos fracturados.
- Seguimiento de frentes abruptos en termohidráulica y problemas de cambio de fase.
- Comportamiento de contenedores de materiales radiactivos en caso de incendio.
- Transmisión del calor en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos de alta actividad.
- Evaluaciones termodinámicas rápidas en situaciones anormales en instalaciones nucleares.
- Termohidráulica de centrales nucleares.

VI.3. CAPACITACIÓN EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

La capacitación en temas de protección radiológica fue una preocupación constante de la Autoridad Regulatoria, desde el momento mismo de su creación. La experiencia de todos esos años se plasmó, en 1976, con un ambicioso programa de capacitación en seguridad radiológica y nuclear. En 1981, este programa fue incorporado a los planes de capacitación del OIEA, que lo mantiene hasta el presente.

VI.3.1. PROGRAMA DE CAPACITACIÓN

El campo de la seguridad radiológica y nuclear es multidisciplinario y, por lo tanto, se desarrolla a través de distintas ramas de la ciencia y la tecnología; con el objeto de impartir instrucción sobre todos los temas que involucra dicho campo es necesario, entonces, contar con expertos para cubrir cada uno de los aspectos relevantes de la seguridad radiológica y nuclear. Para lograr un desarrollo adecuado del Programa de Capacitación fue necesario que la Autoridad Regulatoria, una vez definidos los objetivos a alcanzar, implementara la manera de cumplirlos. Para ello, el citado programa fue diseñado con objeto de brindar instrucción, asesoramiento, información o actualización de conocimientos a los participantes, especialistas en diferentes disciplinas científico-tecnológicas.

Puede decirse, en suma, que la puesta en práctica de un programa de capacitación, específico e integral, en seguridad radiológica y nuclear obedece a que la Autoridad Regulatoria considera que la apropiada capacitación del personal constituye uno de los fundamentos de una filosofía de trabajo. Dicha filosofía será sostenida por el ENREN. En el cuadro siguiente se muestra, en forma resumida, a quiénes está dirigido este programa.

PROGRAMA DE CAPACITACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA	
DISEÑADO PARA:	<p>Especialistas y técnicos en seguridad radiológica y nuclear.</p> <p>Personal que trabaja en áreas relacionadas con la protección radiológica y la seguridad nuclear.</p> <p>Personas relacionadas con proyectos o aplicaciones de radiaciones ionizantes.</p> <p>Sectores interesados de la población.</p>

VI.3.2. IMPLEMENTACIÓN DEL PROGRAMA DE CAPACITACIÓN

El Programa de Capacitación se encuentra dividido en cursos de distintos niveles y extensión, los cuales se dictan para diferentes niveles de educación formal y de necesidades requeridas.

A continuación, se describen algunas características de los cursos de capacitación implementados dentro del mencionado programa:

CURSOS DE CAPACITACIÓN			
NIVEL	PERIODICIDAD	DURACIÓN	CARACTERÍSTICAS
PROFESIONAL	ANUAL	35 SEMANAS	Internacional. Formación básica, seguridad radiológica y nuclear.
TÉCNICO	ANUAL	10 SEMANAS	Nacional (nacional y privado). Formación básica, seguridad radiológica y nuclear.
PROFESIONAL O TÉCNICO	A REQUERIMIENTO DE INSTITUCIONES	1 SEMANA A 1 MES	Nacional (CNEA, Universidades, Instituciones públicas y privadas). Conocimientos elementales para identificar riesgos radiológicos en tareas con radiaciones ionizantes.
PROFESIONAL O TÉCNICO	ANUAL	1 SEMANA A 2 MESES	Interno de la CNEA. Temas de seguridad radiológica forman parte del programa.
PROFESIONAL O TÉCNICO	A REQUERIMIENTO DE INSTITUCIONES	1 SEMANA A 1 MES	Externo a la CNEA. Temas de seguridad radiológica forman parte del programa.

VI.3.2.1. CURSO PARA PROFESIONALES

La capacitación en este nivel tiene como objetivo desarrollar una sólida base científico-tecnológica, e impartir los conocimientos necesarios para enfrentar los problemas inherentes a la protección radiológica y la seguridad nuclear en las distintas etapas del ciclo de combustible nuclear, y en toda otra aplicación tecnológica de las radiaciones ionizantes.

El curso de nivel profesional, que se dicta anualmente, en forma sistemática, desde 1977, está orientado a la formación de personal destinado a prestar servicios en organizaciones regulatorias, nacionales o extranjeras, en instituciones y organismos que prestan asistencia técnica, y en entidades que desarrollan actividades relacionadas con el uso y manipulación de materiales radiactivos o de radiaciones ionizantes.

En el año 1978 se firmó un convenio entre la Universidad de Buenos Aires, el Ministerio de Salud y Acción Social y la CNEA, el cual entró en vigencia en 1980. Dicho convenio permitió conferirle al curso, el carácter de post-grado, al tiempo que permitió satisfacer necesidades planteadas en el ámbito de la salud. A

partir del año 1981, el curso fue incluido en los planes de capacitación interregional del OIEA.

La duración del curso es de 35 semanas, lo que totaliza 1250 horas reales de clases teóricas y prácticas. El temario está dividido de la siguiente manera:

- Introducción (3 semanas).
- Formación básica (5 semanas).
- Seguridad radiológica (15 semanas).
- Seguridad nuclear (12 semanas).

Desde el año 1977 han egresado del curso 466 profesionales, de los cuales 215 son extranjeros. En las **Figuras VI.1 y VI.2** se muestra la distribución de los participantes a lo largo de los años, y de acuerdo al país de origen.

POST-GRADO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y SEGURIDAD NUCLEAR

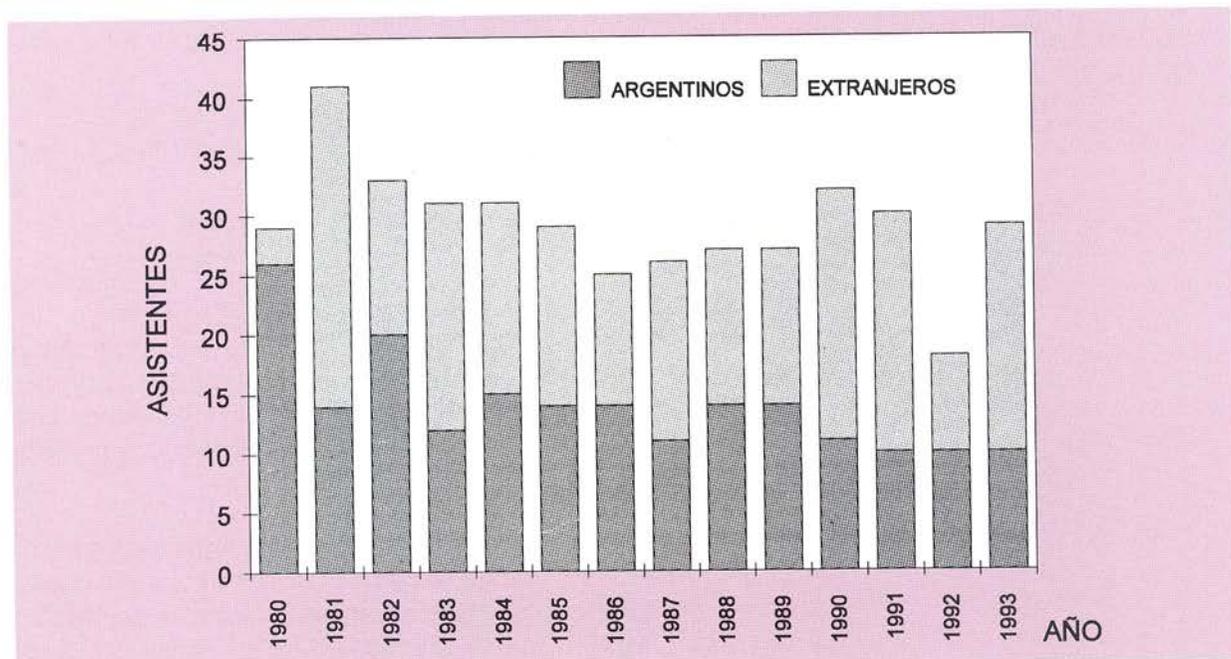


Figura VI.1.

PROCEDENCIA DE LOS ASISTENTES AL CURSO DE POST-GRADO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y SEGURIDAD NUCLEAR

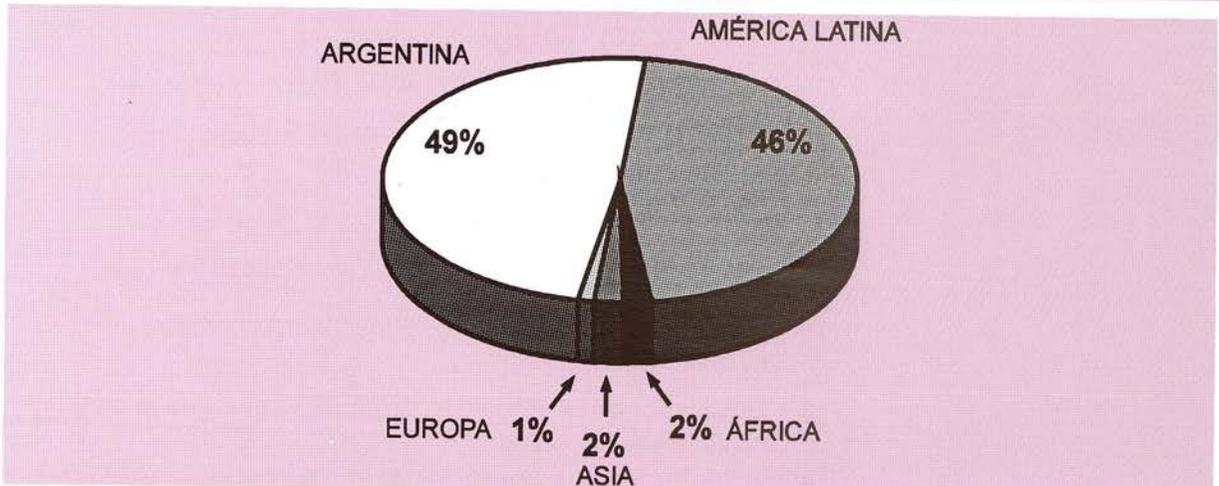


Figura VI.2.

VI.3.2.2. CURSO PARA TÉCNICOS

El curso está destinado a técnicos de la CNEA y de otras instituciones, oficiales o privadas, que lo solicitan. Se lo dicta anualmente en forma regular. Hasta el presente se capacitaron 280 técnicos, provenientes, en su amplia mayoría, de la CNEA.

Este curso comenzó a dictarse a partir de 1980, tiene una duración de 10 semanas y los temas que se desarrollan en él son:

- Formación básica (2 semanas).
- Seguridad radiológica (5 semanas).
- Seguridad nuclear (3 semanas).

VI.3.2.3. OTROS CURSOS

Se realizan diversos cursos sobre temas específicos de seguridad radiológica y nuclear, cuya duración varía entre una y dos semanas. Está destinado a personal de la CNEA, de universidades y de otras instituciones que utilizan material radiactivo y radiaciones ionizantes.

Al mismo tiempo, la Autoridad Regulatoria participa en cursos dictados por otros organismos de la CNEA y por instituciones externas, al igual que hará el ENREN en el futuro. Dichos cursos incluyen aspectos de seguridad radiológica y nuclear, en sus respectivos programas.

Dentro del ámbito de la CNEA los principales cursos son:

- Metodología de Radioisótopos, en el CAE (3 días).
- Post-grado en Ingeniería Nuclear, en el CAC (5 semanas).
- Carreras de Ingeniería Nuclear y Física Nuclear, en el Instituto Balseiro (4 semanas).
- Dosimetría en Radioterapia, en el CAE (1 semana).
- Operadores de reactor, en el CAE y en el CAC (1 semana).
- Capacitación en salvaguardias para inspectores nacionales y de la ABACC (3 semanas).
- Capacitación en salvaguardias para operadores de las instalaciones argentinas (2 semanas).

Entre los cursos externos a la CNEA, cabe mencionar los de post-grado en Seguridad e Higiene del Trabajo, realizados por la Universidad Tecnológica Nacional y la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires, y los cursos de Radiofísica Sanitaria, organizados por el Ministerio de Salud y Acción Social de la Nación, en todo el país.

Los cursos específicos programados para el período 1994-1998 se presentan a continuación:

CURSOS DE CAPACITACIÓN PROYECTADOS EN ARGENTINA					
TÍTULO	AÑO				
	1994	1995	1996	1997	1998
Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear	X	X	X	X	X
Protección Radiológica y Seguridad Nuclear (Nivel Técnico)	X	X	X	X	X
Transporte Seguro de Materiales Radiactivos		X		X	
Detección y Medición de la Radiación	X		X		X
Planes de Emergencia		X		X	
Seguridad Radiológica en Instalaciones Industriales	X		X		X
Tratamiento Médico de Personas Irradiadas		X			X
Últimas Recomendaciones en Protección Radiológica	X			X	
Seguridad Nuclear en Reactores de Investigación	X		X		X
Análisis Probabilístico de Seguridad		X			X

VI.4. ACTIVIDADES INTERNACIONALES

VI.4.I. PROGRAMA ARCAL

A comienzos de la década del '80, países de América Latina decidieron sumar esfuerzos en materia nuclear y, con el patrocinio del OIEA, constituyeron el proyecto ARCAL (Acuerdos Regionales Cooperativos para la promoción de la Ciencia y la Tecnología Nuclear en América Latina).

En la actualidad, 15 países participan del proyecto, que consta de 12 programas de trabajo. El programa ARCAL I se refiere a Protección Radiológica. Argentina ha participado activamente en este programa, organizando diversas actividades de cooperación para otros países de la región, e interviniendo en otras. Se resume, a continuación, lo realizado desde 1987 hasta la fecha.

VI.4.I.I. CURSOS DE ARCAL

Se han llevado a cabo distintos cursos de capacitación organizados por Argentina, tanto en el país, como en el extranjero, para participantes de América Latina.

CURSOS DE CAPACITACIÓN DEL PROYECTO ARCAL		
TÍTULO	PAÍS SEDE	Nº
Protección radiológica y seguridad nuclear	Argentina (Organizados por Argentina.)	7
Dosimetría en situaciones anormales	Argentina (Organizados por Argentina.)	1
Vigilancia médica en exposición ocupacional	Argentina (Organizados por Argentina.)	1
Evaluación de dosis y asistencia médica a personas sobreexpuestas	Argentina (Organizados por Argentina.)	2
Medición de muestras ambientales	Argentina (Organizados por Argentina.)	1
Evaluación de dosis en la contaminación interna	Brasil	1
Emergencias radiológicas en instalaciones médicas e industriales	Colombia, Costa Rica, Ecuador, Guatemala, Uruguay, Perú, Venezuela (Organizados por Argentina.)	7
Evaluación de dosis y asistencia médica a personas sobreexpuestas	Chile, Perú, Costa Rica y Guatemala (Organizados por Argentina.)	4
Protección radiológica en radiografía industrial	Bolivia, Colombia, Costa Rica, Cuba, Ecuador, Guatemala, Paraguay	7
Protección radiológica en la práctica médica	Cuba	1
Transporte seguro de materiales radiactivos	Costa Rica, Chile, Perú (Organizados por Argentina.)	3
Emergencias radiológicas	Perú	1
Seguridad en reactores de investigación	Chile	1
Dosimetría termoluminiscente	Argentina	1
Monitoraje ocupacional	Brasil	1

VI.4.1.2. ACTIVIDADES DE INVESTIGACIÓN

Las principales actividades de investigación, en el marco de ARCAL, se muestran en el siguiente cuadro.

ACTIVIDADES DE INVESTIGACIÓN DEL PROYECTO ARCAL	
TÍTULO	PAÍS COORDINADOR
Intercalibración en dosimetría personal	ARGENTINA
Accidentes en gammagrafía industrial	
Niveles de intervención para alimentos contaminados	
Pronta notificación de emergencias radiológicas	OTROS PAÍSES DE AMÉRICA LATINA
Disposición de fuentes médicas e industriales en desuso	
Criterios técnicos para servicios de dosimetría personal	
Evaluación de dosis en contaminación interna	
Intercomparación de dosimetría personal en baja energía	
Intercomparación de dosimetría citogenética	
Criterios regulatorios	

VI.4.2. COOPERACIÓN CON ORGANISMOS INTERNACIONALES

Dado el desarrollo alcanzado por la Argentina en seguridad radiológica y nuclear, el personal de la Autoridad Regulatoria es convocado permanentemente por el OIEA, para actuar como experto en misiones de capacitación, entrenamiento, asesoramiento y cooperación técnica en diversos países. Al respecto, varios especialistas de la Autoridad Regulatoria son frecuentemente convocados para participar en diversos comités de trabajo para la elaboración de publicaciones del OIEA, especializadas en seguridad.

Asimismo, han participado en diversos Grupos Asesores del OIEA (como INSAG, NUSSAG, SAGSTRAM) y en misiones de evaluación de la seguridad radiológica en diversos países a través de las misiones RAPAT y OSART del OIEA.

En las últimas 3 décadas, la Autoridad Regulatoria argentina ha mantenido una presencia activa en la ICRP (tanto en la Comisión Principal como en los Comités Técnicos) y en UNSCEAR. Durante ocho años, la presidencia de la ICRP ha recaído en un especialista argentino. Desde el momento en que el ENREN asuma plenamente sus funciones, su desempeño significará una continuidad de lo hecho por la CNEA como Autoridad Regulatoria en este sentido.