



capítulo

TAREAS CIENTÍFICO-TECNOLÓGICAS

ASPECTOS GENERALES

Las primeras actividades en el campo de la protección radiológica llevadas a cabo en el país se inician en la década del 50. En esa época comienzan a realizarse mediciones del depósito de radionucleidos presentes en la atmósfera (precipitación radiactiva) como consecuencia de los ensayos nucleares que entonces se llevaban a cabo en el hemisferio norte, y a efectuarse los estudios para analizar el movimiento de material radiactivo en el ambiente. En las décadas siguientes y hasta el presente, se continuó realizando diversas actividades científico-tecnológicas que, en suma, constituyeron las bases del sistema regulatorio argentino. Estas actividades incidieron, de una manera fundamental, para que el ENREN cuente actualmente con un plantel de profesionales y técnicos altamente calificados para llevar a cabo las funciones de control de la actividad nuclear en el país.

Las actividades científico-tecnológicas están orientadas a la obtención de criterios y metodologías para que el ENREN pueda evaluar, por sí mismo y de manera independiente, la seguridad nuclear, la protección radiológica de los trabajadores y del público, la seguridad radiológica de las fuentes de radiación, las salvaguardias nacionales e internacionales, y los aspectos de protección física de los materiales e instalaciones nucleares.

Las principales áreas en las cuales se desarrollan las actividades científico-tecnológicas son las siguientes:

Estudios dosimétricos.

Evaluaciones ambientales.

Desarrollo de criterios, técnicas y metodologías de aplicación en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.

Una fracción del personal del ENREN está dedicado al desarrollo de estas actividades, en las instalaciones que el mismo posee en el Centro Atómico Ezeiza (CAE), partido de Ezeiza, provincia de Buenos Aires, con aproximadamente 2000 m² de laboratorios y oficinas. Adicionalmente, el Ente mantiene una activa vinculación con instituciones nacionales y extranjeras mundialmente reconocidas, tales como la Comisión Nacional de Energía Atómica, las Universidades de Buenos Aires, San Juan y Cuyo, el Organismo Internacional de Energía Atómica, el Departamento de Energía de los Estados Unidos, etc. que refuerzan y enriquecen las actividades científico-tecnológicas que se desarrollan en el país.

A continuación se describen las principales tareas científico-tecnológicas desarrolladas durante el año 1995.

ESTUDIOS DE CONFIABILIDAD DE SISTEMAS, APLICADOS A LAS CENTRALES NUCLEARES ATUCHA 1 Y EMBALSE

Uno de los aspectos relevantes relacionado con las centrales nucleares es la confiabilidad de los sistemas de seguridad. Entre los temas prioritarios que se identificaron están los estudios de confiabilidad de los sistemas eléctricos -relacionados con la seguridad- de las centrales, el desarrollo y aplicación de metodologías

para el análisis de fallas de causa común, el análisis de confiabilidad del "software" utilizado en el control de los reactores nucleares, y la actualización del paquete de códigos de cálculo "Psapack" de utilidad en la validación de análisis probabilístico de seguridad de centrales nucleares y otras instalaciones.

Dentro de las necesidades descriptas anteriormente se realizó un estudio de confiabilidad de los sistemas eléctricos de la CNA I, con particular énfasis en el sistema eléctrico de emergencia.

En otro orden de cosas se ha modelado -para el caso de la CNA I- dos potenciales secuencias accidentales; una sobre pérdida total del suministro eléctrico a la central y la otra sobre pérdida de refrigerante en el circuito primario; el modelado se hizo partiendo del conjunto de códigos "Source Term Code Package" (STCP) y realizando una primera adaptación de éste de forma tal que pueda simular accidentes graves de la CNA I; el modelado incluye el sistema de contención, los circuitos primario y secundario del reactor y toda la secuencia hipotética de fallas que llevaría a la fusión del núcleo (insuficiente agua dentro el recipiente como para cubrir el núcleo, fusión del material, derrumbamiento del núcleo, calentamiento del recipiente de presión, falla del fondo del recipiente de presión e interacción del corium -núcleo fundido- con el agua y el hormigón). Esta tarea se llevó a cabo dentro del convenio ENREN - Universidad de Cuyo.

Por otra parte, se entrenó durante 6 meses a un profesional en el *Brookhaven National Laboratory de Estados Unidos en el análisis de fallas de causa común, y se analizó la metodología utilizada con miras a incorporarla a las evaluaciones independientes que lleva a cabo la autoridad regulatoria.*

También se firmó un acuerdo entre el ENREN y *el Electric Power Reserch Institute, Inc de Estados Unidos, para la capacitación de profesionales del ENREN en el área de confiabilidad y verificación de la validez de software.*

Asimismo, se realizó una actualización completa del código PSAPACK -utilizado para la resolución de árboles de falla y árboles de eventos- incluyendo la base de datos de componentes, el editor y procesador de árboles de fallas, el procesador de ecuaciones booleanas y el editor de árboles de eventos.

DOSIMETRÍA CITOGENÉTICA

La dosimetría citogenética viene siendo utilizada en el país desde hace más de 30 años. Un dosímetro biológico -basado en la frecuencia de aberraciones cromosómicas inestables- contribuye con información que permite ayudar a resolver las consecuencias de situaciones accidentales.

Se llevaron a cabo ejercicios de intercalibración con otros países, con fines de asistencia mutua y se desarrollaron programas informáticos para el análisis automatizado de la frecuencia de aberraciones cromosómicas inestables a fin de incrementar la capacidad de respuesta del Laboratorio de Dosimetría Biológica del ENREN el que, a su vez, es Centro de Referencia de la Organización Mundial de la Salud para América Latina. Se desarrollaron los algoritmos fundamentales para el análisis a partir del barrido (*scanning*) de microfotografías y se implementó un equipamiento prototipo con la aplicación de los algoritmos desarrollados a imágenes obtenidas directamente del microscopio óptico, al cual se le incorporó una cámara de video.

Asimismo, se trabajó en la estimación de la frecuencia de aberraciones cromosómicas estables, identificadas por bandeo cromosómico G, y se construyó la curva de calibración *in vitro*, utilizando irradiaciones agudas de baja transferencia lineal de energía. Se evaluó, además, la frecuencia de aberraciones estables en un grupo de trabajadores de la CNA I cuyas dosis eran las mayores acumuladas, y se compararon los resultados obtenidos con los valores esperados a partir de la aplicación del componente lineal de la curva de calibración. La comparación no arrojó diferencias significativas.

También, durante el año 1995, se capacitó a un profesional en la aplicación de la técnica de hibridación *in-situ* por fluorescencia -utilizada para la identificación de aberraciones cromosómicas estables- en la "*Radiation Effects Research Foundation*" (Hiroshima, Japón) - y se adecuó el equipamiento del laboratorio del ENREN a los protocolos internacionales. Se encara la aplicación de esta técnica para la estimación de la dosis integrada en condiciones de exposición ocupacional y en dosimetría retrospectiva de sobreexposiciones accidentales.

Por otra parte, se finalizó con el análisis de la influencia de la edad y del hábito de fumar en la frecuencia espontánea y radioinducida de micronúcleos (dosímetro utilizado para la evaluación de situaciones accidentales en gran escala). Este estudio se desarrolló y concluyó durante 1995 y formó parte de un acuerdo de investigación con el OIEA.

DESARROLLOS EN DOSIMETRÍA FÍSICA

Este tema comprende dos aspectos; el primero de ellos implica el desarrollo de técnicas de detección y medición de neutrones para ser aplicados en las inspecciones regulatorias, en diferentes instalaciones tales como aceleradores lineales, ciclotrones, reactores de investigación y conjuntos críticos. El segundo consiste en la calibración de monitores de área y personales, en términos de las nuevas magnitudes dosimétricas definidas en la publicación ICRU-39.

Con referencia a la detección y medición de neutrones se desarrollaron técnicas de medición por activación de hojuelas de oro para la obtención de flujos de neutrones térmicos y epitérmicos. Con las técnicas desarrolladas, se determinaron los perfiles de flujos térmico y epitérmico del reactor RA 4. Además, se puso en funcionamiento un detector de yoduro de litio 6 y se calculó su respuesta aproximada a neutrones provenientes de una fuente de americio 241-berilio. Se continuó con la calibración de los detectores termoluminiscentes de fluoruro de litio 6, la cual se encuentra en estado avanzado de realización. Por otra parte, se calibraron detectores de Makrofol para ser utilizados en dosimetría personal y se comenzaron las mediciones con detectores de neutrones tipo *slab*, con fines de salvaguardias.

Se adaptó el código de deconvolución LOUHI82 para su uso en una computadora personal y se desarrollaron programas para simular respuestas de los detectores multiesferas a diversos espectros neutrónicos. Con los programas mencionados se simularon las respuestas de los detectores a fuentes de neutrones de americio 241-berilio y de californio 252 con muy buenos resultados.

Con referencia a las magnitudes dosimétricas definidas en la publicación ICRU-39, se determinaron los factores de conversión para fotones, para ensayo y calibración de monitores de área y personales. Para monitores de área se obtuvieron los factores de conversión de la dosis equivalente ambiental y de la dosis equivalente direccional, en función del kerma en aire libre y de la exposición. Los resultados se obtuvieron por medio de dos métodos: uno teórico -método Monte Carlo en la esfera ICRU- y otro experimental -esfera de 30 cm de diámetro de polimetilmetacrilato con detectores termoluminiscentes. Con dichos factores y la curva de respuesta energética de los detectores (Geiger-Müller, cámara de ionización y contadores proporcionales) se recalibraron los mismos en función de las nuevas magnitudes. Para los monitores personales se determinaron los factores de conversión de la dosis equivalente personal profunda y superficial en función del kerma en aire libre y de la exposición.

INDICADORES DIAGNÓSTICO Y PRONÓSTICO APLICABLES A SITUACIONES DE SOBREEXPOSICIÓN ACCIDENTAL

La evaluación de indicadores diagnóstico y pronósticos tienen gran utilidad en la toma de decisiones terapéuticas relacionadas con el síndrome agudo de radiación. Se realizaron estudios con un grupo de pacientes sometidos a irradiaciones terapéuticas de todo el cuerpo. Se analizaron el comportamiento biológico de distintos sistemas y la utilidad de ciertos indicadores tanto para la estimación de dosis como el grado de severidad en la fase inicial de una irradiación accidental. Asimismo su uso como parámetro de recuperación funcional, en una fase ulterior. Estos trabajos se llevaron a cabo con la colaboración del Hospital de Clínicas y del Hospital Naval de Buenos Aires.

Al respecto, se seleccionó un grupo de pacientes sometidos a irradiaciones terapéuticas con altas dosis de todo el cuerpo y se estudió el comportamiento de diferentes parámetros biológicos. El fin era evaluar su utilidad como indicadores tempranos de sobreexposición y, en la posterior etapa de recuperación.

En forma paralela se desarrolló un modelo experimental con ratas cepa Wistar con el fin de establecer curvas dosis-efecto para irradiación aguda no fraccionada. Las ratas fueron irradiadas con una dosis de cuerpo entero entre 2,4 Gy y 6 Gy. El comportamiento mostró una caída en el porcentaje de reticulocitos y en el valor índice de madurez reticulocitario en la etapa inmediata post irradiación (3 días) y una recuperación gradual que fue dosis dependiente en el rango de dosis estudiadas.

ESTUDIO DE ROL DE LOS RADICALES LIBRES EN CEREBRO EN DESARROLLO

Se estudia el rol que cumplen los radicales libres del oxígeno, en el caso de daño radioinducido en el cerebro en desarrollo. En particular, los mecanismos de daño involucrados en este tipo de exposiciones, su comportamiento temporal, las relaciones dosis-efecto y la posible existencia de fenómenos adaptativos radioinducidos.

El trabajo se desarrolla empleando un modelo de irradiación prenatal en ratas cepa Wistar.

Al respecto, se estudió el rol de los radicales libres radioinducidos en el sistema nervioso en desarrollo, con un modelo experimental de irradiación prenatal a bajas dosis. Se ha centralizado el interés en la generación de estas especies activas así como en el comportamiento de los sistemas enzimáticos de defensa del sistema nervioso en desarrollo, irradiado en el período de máxima sensibilidad. Del mismo modo se investigó, en forma preliminar, el mecanismo de excitotoxicidad y su relación con el daño radioinducido. Se utilizó un modelo murino de irradiación prenatal con irradiación gamma, en un rango de dosis comprendido entre 0 y 1 Gy.

DESARROLLO DE TÉCNICAS PARA LA DETECCIÓN AMBIENTAL DE ACTIVIDADES NO DECLARADAS

El objetivo del tema es el desarrollo de técnicas para la detección de radionucleidos contenidos en muestras ambientales tomadas en los alrededores de instalaciones nucleares, que permitan la detección de actividades no declaradas de enriquecimiento de uranio y reprocesamiento, con fines de salvaguardias.

Una de las técnicas desarrollada es la medición de yodo 129. Para la implementación de la técnica se desarrollaron las siguientes etapas:

a) Utilizando yodo 131 se determinó el rendimiento químico en diferentes muestras ambientales el cual osciló entre el 75 y el 90%. Dentro de esta tarea se montó y puso a punto un laboratorio con equipamiento especial y drogas ultrapuras que permitiera trabajar en los niveles de detección deseados.

b) Dado que el lecho de carbón activado debe ser suficientemente puro para poder manipularlo y medir el yodo 129 irradiado, se estudiaron distintos tipos de carbón comercial tanto para uso cromatográfico como analítico. Los niveles de impurezas, en especial el bromo, contenidos en ellos hacía imposible su manipulación por al menos las primeras 72 horas posteriores a la irradiación, lo cual los hace incompatibles para los fines del proyecto. Se solucionó el problema fabricando el carbón a partir de

sacarosa p.a. y purificando el producto obtenido. En el mismo sentido se probaron distintos envases del carbón activado, debido fundamentalmente a la activación del sodio presente, utilizándose hasta el momento polietileno con bajo contenido en sodio, el cual permite la manipulación rápida de la muestra.

c) Se montó una sala de medición y se adquirieron equipos de medición por espectrometría gamma de muy bajo fondo con alta eficiencia y resolución.

Para la implementación de la técnica de detección de partículas de uranio se desarrollaron las siguientes etapas:

i) Se realizó la toma de muestras, preparación y acondicionamiento de las mismas para su irradiación en reactores de investigación y producción como el RA-1 y el RA-3 que permitan inducir fisión de los átomos de uranio presentes. En las muestras irradiadas se identificaron, mediante un barrido (*scanning*) con detectores apropiados, las zonas con mayor número de cuentas que representan, en primera instancia, los lugares donde podrían estar depositadas las partículas del elemento buscado. Esta metodología permite lograr límites de detección adecuadamente bajos.

ii) Se realizó la separación y procesamiento de las zonas identificadas para verificar la presencia de radionucleidos generados a partir de la fisión del uranio. Las muestras fueron analizadas mediante espectrometría gamma. Luego, empleando técnicas radioquímicas específicas, se realizaron otros análisis para comprobar la presencia de uranio, (fluorimetría, medición alfa total y eventualmente espectrometría alfa) los que confirmaron la presencia del elemento.

Finalizados los estudios descriptos se realiza en cada muestra un análisis por espectrometría de masa para conocer cuali y cuantitativamente los nucleidos presentes y sus respectivas concentraciones y grado de enriquecimiento. Cabe destacar que las masas que se deben detectar en dichas muestras son muy pequeñas, del orden de los nano o picogramos.

MEDICIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE RADÓN Y SUS DESCENDIENTES DE PERÍODO CORTO

Se estudia del comportamiento del gas radón y sus descendientes de período corto, para ser aplicado al monitoreo ambiental de complejos uraníferos. Se mide la concentración en aire del radón y sus descendientes, determinándose la variación del factor de equilibrio en función de la tasa de ventilación en situaciones tales como: fuente plana extensa, recinto cerrado y galería. Estas mediciones posibilitan la estimación de la variación del factor de equilibrio con la tasa de renovación para las dos últimas (recinto y galería). Asimismo, se estudian las características de los aerosoles presentes en cada uno de los casos mencionados.

Por otra parte, el proyecto contempla continuar con la medición de la concentración de radón en el interior de viviendas mediante técnicas pasivas, y con el programa de control ambiental en la zona de los complejos uraníferos.

Para el desarrollo de estas tareas se realizó el montaje de una cámara de calibración para radón, mediante la cual se midió en laboratorio la concentración de radón, la concentración de hijas del radón y se calculó el factor de equilibrio correspondiente. El objetivo de estas mediciones fue caracterizar la cámara la cual será usada como patrón para la calibración de otros sistemas de medición. Asimismo se desarrolló un sistema de control de humedad del ambiente dentro de la misma, a fin de poder controlarla y ajustarla a elección, en un rango de 10% a 95%.

Entre los dispositivos que fueron calibrados con esta cámara se encuentran los detectores de trazas nucleares (Makrofol) y los sistemas que utilizan carbón activado, ambos empleados para la medición de radón en viviendas. También se prepararon y calibraron 25 cámaras de Lucas que se utilizan para la medición de radón en forma inmediata.

Referente al estudio del factor de equilibrio, se construyó un recinto cerrado donde se realizaron experiencias relacionadas con el comportamiento de radón y sus descendientes de período corto a diferentes tasas de renovación de aire. Se calcularon los factores de equilibrio correspondientes para cada punto.

Con respecto a la fuente plana extensa se realizaron en el ex complejo minero-fabril de Malargüe, provincia de Mendoza, mediciones de la concentración de radón y de energía α potencial en diversas direcciones, calculándose el factor de equilibrio para cada punto y registrándose, además, la velocidad del viento. En ese complejo se determinó también la tasa de emanación de radón, encontrándose una media de 8,0 Bq/m²s. Esta tasa, asi-

mismo, fue determinada en el complejo minero fabril San Rafael encontrándose un valor promedio de $8,5 \text{ Bq/m}^2\text{s}$ (ambos valores son compatibles con mediciones anteriores). También se realizó el monitoreo ambiental en los alrededores de ambos complejos.

Asimismo, se midió la concentración de radón en aire, en viviendas de las ciudades de San Luis, Malargüe y Corrientes; los valores promedio medidos fueron $40,2 \text{ Bq/m}^3$, $110,1 \text{ Bq/m}^3$ y $93,6 \text{ Bq/m}^3$ respectivamente. Continuando con los estudios se están procesando monitores de la ciudad de San Rafael. Cabe mencionar que los valores encontrados se encuentran por debajo del nivel de intervención establecido en la norma AR.10.1.1. "Norma básica de seguridad radiológica" para adoptar medidas (400 Bq/m^3).

Dentro del marco del convenio con el *Environmental Measurement Laboratory* de Estados Unidos, se realizó un ejercicio de intercalibración de radón, obteniéndose resultados satisfactorios.

DESARROLLO DE TÉCNICAS DE VERIFICACIÓN DEL INVENTARIO DE MATERIAL NUCLEAR EN PLANTAS DE ENRIQUECIMIENTO POR DIFUSIÓN GASEOSA

Este proyecto consiste en el desarrollo de sistemas livianos, y de fácil posicionamiento, para realizar la verificación del inventario de material nuclear en proceso, en plantas de enriquecimiento de uranio por difusión gaseosa, con fines de salvaguardias. El trabajo contempla la capacitación de inspectores del OIEA, ABACC y ENREN en la aplicación de dichas técnicas de medición.

El proyecto es parte del programa de cooperación entre el Departamento de Energía de los Estados Unidos y el ENREN en materia de salvaguardias y está propuesto como tarea conjunta entre ambos países, en el marco del "Programa de actividades soporte para salvaguardias" del OIEA.

Se realizó la calibración de un sistema de medición de la cantidad de material nuclear retenido en las barreras de las unidades de difusión de la planta de enriquecimiento de uranio en Pilcaniyeu (provincia de Río Negro), basándose en la aplicación del principio de superposición a la medición de una fuente lineal de uranio enriquecido al 90% en 51 posiciones dentro del volumen del difusor y en la aplicación de un código de cálculo que utiliza la

técnica de Monte Carlo aplicada al transporte de fotones para simular la atenuación debida a los materiales estructurales.

Para validar los resultados se calcularon los factores de calibración, para unidades de distinto tamaño, a partir de valores determinados con técnicas de análisis destructivo. Se verificó una concordancia excelente entre estos resultados y los derivados de calibraciones con fuentes lineales dado que las diferencias entre ambos factores fueron todas inferiores al 7%.

Como parte de las tareas de preparación para la toma del inventario inicial de la planta de difusión gaseosa de Pilcaniyeu, se realizaron aproximadamente 460 mediciones para evaluar el contenido de uranio en 90 difusores montados, 44 difusores desmantelados y 17 tambores con restos de proceso.

Para mejorar la metodología anteriormente mencionada y hacerla apta para el uso por parte de inspectores de salvaguardias, se desarrolló una nueva metodología de calibración fácilmente verificable, que requiere pocas mediciones donde no es necesario utilizar datos sobre la constitución y los elementos estructurales de las unidades de difusión. Esta técnica está basada en medir una fuente puntual de uranio enriquecido (al 90% en uranio 235) en distintas posiciones y obtener una expresión que permite calcular la respuesta del sistema de medición (detector de yoduro de sodio (TI) de 3 pulgadas de altura y 3 pulgadas de diámetro - colimador cilíndrico) como función de dos variables.

Utilizando esta función se desarrolló un programa para computadora personal que calcula la eficiencia para una unidad completa teniendo como datos de entrada sólo las dimensiones de la unidad, la distancia al detector y la transmisión medida experimentalmente.

Esta metodología fue validada comparándola con los factores de calibración para el rayo gamma de 186 keV derivados del análisis destructivo de dos unidades medianas y de dos pequeñas, encontrándose diferencias inferiores a $\pm 5\%$. Asimismo, utilizando factores de calibración para la radiación gamma de 1001 keV de cuatro tambores con restos de membrana se obtuvieron diferencias inferiores a $\pm 15\%$.

EVALUACIÓN DE FACTORES DE TRANSFERENCIA

Los factores de transferencia son utilizados en modelos compartimentados para la estimación de dosis en el público debidas a las descargas de material radiactivo al ambiente.

Con ese fin se miden la concentración de radionucleidos de interés radiosanitario (estroncio 90, cesio 137, cobalto 60, radio 226, etc.) en los diversos comportamientos de la cadena alimentaria del hombre, particularmente de las zonas aledañas a las instalaciones nucleares.

En relación con lo anterior, durante 1995 se adecuó un laboratorio para el estudio de los factores de concentración en organismos acuáticos. El laboratorio cuenta con seis peceras de 360 litros cada una y con toda la infraestructura necesaria para el mantenimiento de organismos acuáticos, especialmente peces. En la puesta a punto de la metodología a emplear se utilizaron "carpas" (*Cyprinus carpio*) por ser éstas una de las especies a estudiar y para el desarrollo de la primera etapa del estudio se eligió como lugar de muestreo el lago Embalse del Río Tercero; a tal efecto, se obtendrá el aprovisionamiento de ejemplares jóvenes de la fauna ictícola representativa de la zona. Para la recepción y adaptación de dichos ejemplares, se instaló una pileta de unos 10 000 litros de capacidad, provista de filtros, bombas de circulación y otros accesorios necesarios. Además, desde noviembre de 1995 se miden muestras mensuales de sedimento, agua, plancton, peces, etc. en esa zona.

MODELOS COMPUTACIONALES EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

La formulación de modelos computacionales adecuados para los diversos tipos de problemas que interesan en las evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear requiere el uso de técnicas diferentes, acordes con el grado de detalle que implican los modelos físico-matemáticos adoptados. Al respecto, es conveniente agrupar los problemas que involucran la aplicación de técnicas especiales, con vistas a lograr la interacción entre quienes formulan los

modelos físicos e implementan las técnicas computacionales, con los especialistas que las seleccionan y desarrollan.

Con referencia a lo anterior se analizaron durante el año las limitaciones de códigos de cálculo de última generación, para la evaluación de situaciones accidentales en centrales nucleares. Ello se realizó en el marco del programa de evaluación y mantenimiento de programas de cálculo en seguridad nuclear, conocido como CAMP. El mismo es coordinado por la *U.S. Nuclear Regulatory Commission*. Resultados obtenidos han sido presentados en reuniones de trabajo del Comité de Trabajo del CAMP y en reuniones de especialistas. En la actualidad se cuenta con la disponibilidad de alguno de estos códigos (v.g. RELAP 5-mod 3.2) para uso del ENREN. Las aplicaciones realizadas están referidas también a la obtención de nodalizaciones adecuadas para modelar accidentes postulados en la Central Nuclear Atucha I.

Se desarrollaron los modelos correspondientes para la construcción de un simulador de planta para poder estudiar distintos incidentes operacionales en reactores de agua pesada a presión del tipo Atucha. Los modelos implementados son: turbinas de vapor de alta, media y baja presión, condensador, intercambiadores de calor del circuito agua-vapor, precalentadores por condensación de vapor, tanques de agua de alimentación del circuito agua-vapor y generador de vapor. Se desarrollaron las técnicas numéricas necesarias asociadas.

Se obtuvieron resultados definitivos de excelente precisión, para el cómputo de flujo lento de fluidos, con vista a ser aplicado en la fase final de accidentes graves con degradación del núcleo.

Se completó el desarrollo de un programa de cálculo para resolver en general modelos compartimentados. Este cuenta con una interfaz gráfica, con suficiente generalidad, para su empleo en las evaluaciones de situaciones normales y anormales de la seguridad radiológica y nuclear.

COMPORTAMIENTO DE MATERIALES BAJO SOLICITACIONES TÉRMICAS SEVERAS

El comportamiento de los materiales nucleares bajo solicitaciones térmicas extremas es de importancia primaria para la determinación de las consecuencias de accidentes severos en centrales nucleares. Dicho comportamiento define también el de los conte-

nedores de materiales radiactivos durante el transporte y almacenamiento de los mismos.

En el caso de accidentes seguidos de incendio durante el transporte de materiales radiactivos, como el hexafluoruro de uranio, la sollicitación mecánica de los contenedores como consecuencia de la expansión del material por el cambio de fase, es significativa. En otros casos, como en los incendios de contenedores convencionales usados en el transporte de fuentes de alta intensidad, el interés radica en la predicción de la fusión de la cápsula y el blindaje y la eventual fuga de radiación.

Se desarrollaron modelos para la predicción del comportamiento de contenedores de hexafluoruro de uranio en accidentes hipotéticos seguidos de incendio. Algunos de estos modelos son microscópicos y otros de carácter detallado para representar el comportamiento del compuesto de uranio gaseoso en los contenedores. Estos resultados serán de aplicación directa en la validación del diseño de estos contenedores y en las evaluaciones de seguridad para autorizar su transporte.

También se realizaron estudios de oxidación de vainas de elementos combustibles para las rampas típicas de calentamiento y enfriamiento correspondientes a la Central Nuclear Atucha I durante un accidente severo. Se pudo validar el código desarrollado para cinéticas de oxidación de zircaloy en vapor de agua a bajas temperaturas (400°C) y mostrar la influencia que tiene el tamaño del precipitado así como la concentración de estaño sobre las mismas. También se modeló la interacción de zircaloy de las vainas de los elementos combustibles con componentes de acero inoxidable, con el objeto de explicar las cinéticas de formación de fases líquidas a temperaturas entre 1000 y 1400°C.

DESARROLLOS ELECTRÓNICOS DE APOYO A LAS TAREAS DEL ENREN

Este proyecto tiene como objetivo brindar el apoyo técnico necesario a las distintas actividades desarrolladas por el ENREN. A principios de 1995 se iniciaron estudios para la construcción de un sistema de censado de variables analógicas y digitales, su almacenamiento y posterior transmisión mediante líneas telefónicas convencionales. El objetivo de este dispositivo es reducir el esfuerzo de inspección con fines de salvaguardias y los costos involucrados en las mismas, reemplazando -en un futuro cercano- parte de las inspecciones por elementos de vigilancia electrónica a distancia.

Como este sistema se empleará en el control de materiales nucleares y la transmisión de datos se realizará mediante líneas telefónicas existentes, el dispositivo posee algoritmos matemáticos que garantizan la autenticidad de los datos asegurando la transferencia de los mismos, aún en presencia de ruido electrónico elevado. Por otra parte, dado que se aplicará a instalaciones existentes, la información primaria se enviará mediante ondas de radio, evitando así el cableado excesivo, disminuyendo la complejidad y tiempo de instalación.

Con referencia a las variables físicas a medir, éstas cubren un amplio espectro, desde la simple posición de un contacto o la integridad de una fibra óptica, hasta imágenes digitalizadas de un depósito de materiales nucleares o escenas completas de una operación del lugar bajo control. Como contraparte de todo el sistema de adquisición, se implementó una estación de interrogación remota que permite la transferencia de información y su almacenamiento e incorporación a una base de datos para el posterior análisis y visualización mediante una computadora personal. Este proyecto se desarrolla dentro del marco de los acuerdos firmados por el ENREN con el Organismo Internacional de Energía Atómica y el Departamento de Energía de los Estados Unidos.

Dentro de "Programa internacional de monitoraje remoto", se instaló en la Central Nuclear Embalse, un dispositivo desarrollado por el *Sandia National Laboratory de Albuquerque*, Estados Unidos. Este dispositivo, instalado en el depósito en seco de elementos combustibles gastados de la CNE, controla electrónicamente los precintos activos de los silos que los contienen. El sistema fue interrogado desde Estados Unidos y Buenos Aires determinándose el estado de las variables censadas y generando una base de datos para su futuro análisis. Estas pruebas apuntan a la caracterización de tales sistemas y su futura validación por parte del ENREN.

Conjuntamente con especialistas de la *Atomic Energy Authority (AEA Technology)* del Reino Unido en el marco del "Programa de actividades soporte para salvaguardias" del OIEA, se realizó la verificación de las estructuras construidas para silos de almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados, perteneciente a la CNE. Para dicho ensayo se utilizó una técnica no destructiva empleando un radar de baja frecuencia. Se realizó la verificación de las estructuras de hormigón armado, determinándose que no existen diferencias entre lo construido y lo especificado en los planos de diseño.

También en el marco del "Programa de actividades soporte para salvaguardias" del OIEA se inició el estudio de factibilidad para la eventual instalación de contadores de elementos combustibles y de comprobación de la actividad de los elementos combustibles extraídos del reactor en las Centrales Nucleares Atucha I y II.

El objetivo de esta tarea es implementar en las centrales nucleares citadas, un dispositivo de características similares al utilizado por las centrales tipo Candu con fines de salvaguardias.

EVALUACIÓN PROBABILÍSTICA DE CONSECUENCIAS DE ACCIDENTES EN CENTRALES NUCLEARES

Los potenciales accidentes graves en centrales nucleares son sucesos aleatorios de muy baja probabilidad de ocurrencia; tales sucesos, a su vez, pueden implicar -aunque no necesariamente- emisiones accidentales de radionucleidos al medio ambiente. Las consecuencias radiológicas y económicas sobre la población o el medio ambiente de estos potenciales accidentes dependen -entre otras cosas- de las características de la emisión, de la ubicación geográfica de la población respecto de la instalación afectada y de las condiciones atmosféricas dominantes durante el desarrollo del accidente.

Existen métodos de cálculo muy elaborados para evaluar las citadas consecuencias, uno de los cuales es el código informático COSYMA con el que cuenta el ENREN en virtud de un acuerdo que éste ha celebrado con la Comisión de Comunidades Europeas para su utilización. Dicho código representa a nivel internacional el estado del arte en materia de evaluación probabilística de las consecuencias de accidentes graves.

Durante 1995 se realizaron estudios sobre los modelos que conforman al código COSYMA comparándose distintas técnicas de muestreo meteorológico con el fin de seleccionar la más apropiada. El código COSYMA contiene información meteorológica, poblacional y agropecuaria de origen europeo, por lo que fue necesario agregarle datos locales. Dichos datos se obtuvieron de los informes del Instituto Nacional de Estadística y Censo sobre la distribución de la población por partido, transformándolos en datos para una retícula de elementos de 1 km² (hasta los 50 km de la instalación nuclear) y 10 km² (desde 50 hasta los 500 kilómetros aproximadamente). Para las bases de datos agrícola-ganaderos se definió un proyecto de contrato con el Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria para la obtención de la información en la zona de influencia de un eventual accidente grave en la CNA I, utilizando información de imágenes satelitales del Landsat.