



*República Argentina*

# **INFORME NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR**

1998

**CONVENCION SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR**

# INFORME NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR

## CONTENIDO

### INTRODUCCION

- I.1 CONCEPTOS GENERALES
- I.2 POLITICA NACIONAL EN EL CAMPO NUCLEAR
- I.3 PROGRAMA NACIONAL CORRESPONDIENTE A INSTALACIONES NUCLEARES
- I.4 RESUMEN DE LOS TEMAS PRINCIPALES DEL INFORME
- I.5 ANEXOS

### ARTICULO 6 - Instalaciones nucleares existentes

#### 6.1 INTRODUCCION

#### 6.2 EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD Y MEDIDAS CORRECTORAS EN LAS INSTALACIONES NUCLEARES

##### 6.2.1 Central Nuclear Atucha I

- 6.2.1.1 Rotura de un canal combustible
- 6.2.1.2 Exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1
- 6.2.1.3 Reemplazo de los canales de refrigeración
- 6.2.1.4 Segundo sumidero de calor
- 6.2.1.5 Modificación del sistema de suministro eléctrico de emergencia
- 6.2.1.6 Análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación
- 6.2.1.7 Integridad del recipiente de presión
- 6.2.1.8 Evaluación de la seguridad debido a la incorporación de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido

##### 6.2.2 Central Nuclear Embalse

- 6.2.2.1 Programa de inspección en servicio
- 6.2.2.2 Inspección de tubos de presión
- 6.2.2.3 Exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1
- 6.2.2.4 Almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados
- 6.2.2.5 Documento CALIN 122/84
- 6.2.2.6 Análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación

##### 6.2.3 Central Nuclear Atucha II

#### 6.3 ACCIONES PARA MEJORAR LA SEGURIDAD

##### 6.3.1 Actividades de ejecución continua

- 6.3.1.1 Actualización de la documentación
- 6.3.1.2 Actualización de la organización
- 6.3.1.3 Actividades de inspección de componentes
- 6.3.1.4 Plan de pruebas repetitivas

##### 6.3.2 Mejoras a la instalación

- 6.4 OPINION DEL ORGANO REGULADOR CON RESPECTO A LA CONTINUIDAD DE LA OPERACIÓN DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES
- 6.5 ASPECTOS FINANCIEROS
- 6.6 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 7 - MARCO LEGISLATIVO Y REGLAMENTARIO**

- 7.1 MARCO LEGISLATIVO NACIONAL
- 7.2 MARCO NORMATIVO
  - 7.2.1 Introducción
  - 7.2.2 Conceptos básicos
    - 7.2.2.1 Aspectos determinísticos y probabilísticos de las normas regulatorias
    - 7.2.2.2 Criterios básicos de seguridad radiológica y nuclear
    - 7.2.2.3 Emergencias radiológicas
    - 7.2.2.4 Responsabilidad por la seguridad
- 7.3 SISTEMA DE LICENCIAMIENTO
  - 7.3.1 Aspectos generales
  - 7.3.2 Proceso de licenciamiento
    - 7.3.2.1 Licenciamiento de centrales nucleares
    - 7.3.2.2 Licenciamiento del personal de centrales nucleares
  - 7.3.3 Inspecciones y auditorías regulatorias
    - 7.3.3.1 Inspecciones basadas en la evaluación probabilística de seguridad
  - 7.3.4 Acciones regulatorias
- 7.4 REGIMEN DE SANCIONES
- 7.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 8 - Organo Regulador**

- 8.1 Funciones y competencia del Organo Regulador
- 8.2 Estructura organizativa y recursos humanos del Organo Regulador
  - 8.2.1 Recursos asignados al control regulatorio de las centrales nucleares
    - 8.2.1.1 Durante la operación
    - 8.2.1.2 Durante la construcción y la puesta en marcha
  - 8.2.2 Calificación del personal del Organo Regulador
- 8.3 RECURSOS FINANCIEROS
- 8.4 RELACIONES CON OTROS ORGANISMOS
- 8.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 9 - Responsabilidad del titular de la licencia**

- 9.1 ANTECEDENTES
- 9.2 ENTIDAD RESPONSABLE Y RESPONSABLE PRIMARIO
- 9.3 CONTROL REGULATORIO DEL CUMPLIMIENTO DE LAS RESPONSABILIDADES DEL TITULAR DE LA LICENCIA
- 9.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 10 - Prioridad a la seguridad**

- 10.1 PRINCIPIOS GENERALES
- 10.2 ACCIONES ESPECÍFICAS
  - 10.2.1 Política de seguridad
  - 10.2.2 Cultura de la seguridad y su desarrollo
  - 10.2.3 Compromisos con la seguridad
  - 10.2.4 Actitudes gerenciales hacia la seguridad
  - 10.2.5 Motivación del personal
  - 10.2.6 Actividades de control regulatorio
  - 10.2.7 Actividades voluntarias y de buena práctica relacionadas con la seguridad
- 10.3 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 11 - Recursos humanos y financieros del titular de la licencia**

- 11.1 INTRODUCCION
- 11.2 ESTRUCTURA ORGANIZATIVA Y RECURSOS HUMANOS Y FINANCIEROS DEL TITULAR DE LA LICENCIA
  - 11.2.1 Organización del titular de la licencia
  - 11.2.2 Recursos humanos del titular de la licencia
  - 11.2.3 Gastos corrientes y de capital del titular de la licencia
  - 11.2.4 Recursos económicos del titular de la licencia
- 11.3 FINANCIAMIENTO DE LAS MEJORAS A LAS CENTRALES NUCLEARES
- 11.4 FONDOS PARA EL CIERRE DEFINITIVO DE LAS CENTRALES Y LA DISPOSICION DE RESIDUOS RADIATIVOS
- 11.5 DOCUMENTOS LEGALES VINCULADOS A LA CAPACITACION Y EL LICENCIAMIENTO DEL PERSONAL DE INSTALACIONES NUCLEARES
- 11.6 RESPONSABILIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA EN LA ASIGNACION DE RECURSOS
- 11.7 CALIFICACION DEL PERSONAL DE LAS CENTRALES NUCLEARES
  - 11.7.1 Central Nuclear Atucha I
  - 11.7.2 Central Nuclear Embalse
- 11.8 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 12 - Factores humanos**

- 12.1 SISTEMA PARA PREVENIR, DETECTAR Y CORREGIR LOS ERRORES HUMANOS
- 12.2 ASPECTOS GERENCIALES E INSTITUCIONALES
- 12.3 ANALISIS DE LA CONFIABILIDAD HUMANA
- 12.4 REVISION DEL DISEÑO DE LA SALA DE CONTROL
  - 12.4.1 Mejoras en la sala de control de la Central Nuclear Atucha I
    - 12.4.1.1 Mejoras en la distribución del espacio
  - 12.4.2 Mejoras en la sala de control de la Central Nuclear Embalse
- 12.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 13 - Garantía de calidad**

- 13.1 INTRODUCCION
- 13.2 PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA
  - 13.2.1 Central Nuclear Atucha I
    - 13.2.1.1 Diseño
    - 13.2.1.2 Construcción
    - 13.2.1.3 Operación
  - 13.2.2 Central Nuclear Embalse
    - 13.2.2.1 Diseño
    - 13.2.2.2 Construcción
    - 13.2.2.3 Operación
  - 13.2.3 Central Nuclear Atucha II
- 13.3 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 14 - Evaluación y verificación de la seguridad**

- 14.1 EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD
  - 14.1.1 Central Nuclear Atucha I
    - 14.1.1.1 Emplazamiento
    - 14.1.1.2 Diseño y construcción
    - 14.1.1.3 Puesta en marcha
    - 14.1.1.4 Operación
  - 14.1.2 Central Nuclear Embalse
    - 14.1.2.1 Emplazamiento
    - 14.1.2.2 Diseño y construcción
    - 14.1.2.3 Puesta en marcha
    - 14.1.2.4 Operación
  - 14.1.3 Central Nuclear Atucha II
- 14.2 PROGRAMAS DE VERIFICACION DE LA SEGURIDAD
  - 14.2.1 Inspecciones, auditorías y evaluaciones de la seguridad
    - 14.2.1.1 Inspecciones rutinarias
    - 14.2.1.2 Inspecciones especiales
    - 14.2.1.3 Auditorías regulatorias

- 14.2.1.4 Evaluaciones de seguridad
- 14.3 MANTENIMIENTO
  - 14.3.1 Introducción
  - ~ 14.3.2 Envejecimiento
  - 14.3.3 *Stock* de repuestos de las centrales nucleares
- 14.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 15 - Protección radiológica**

- 15.1 CRITERIOS GENERALES
- 15.2 NORMAS RELATIVAS A LA PROTECCION RADIOLOGICA
- 15.3 CONDICIONES PARA LA LIBERACION DE MATERIAL RADIOACTIVO
- 15.4 IMPACTO AMBIENTAL
  - 15.4.1 Central Nuclear Atucha I
    - 15.4.1.1 Descargas radiactivas al ambiente
    - 15.4.1.2 Exposición del público
  - 15.4.2 Central Nuclear Embalse
    - 15.4.2.1 Descargas radiactivas al ambiente
    - 15.4.2.2 Exposición del público
- 15.5 EXPOSICION OCUPACIONAL
  - 15.5.1 Límites de dosis para los trabajadores
    - 15.5.1.1 Dosis ocupacionales en la Central Nuclear Atucha I
    - 15.5.1.2 Dosis ocupacionales en la Central Nuclear Embalse
- 15.6 ACTIVIDADES REGULATORIAS DE CONTROL
- 15.7 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 16 - Preparación para situaciones de emergencia**

- 16.1 INTRODUCCION
- 16.2 LEYES, REGLAMENTOS Y REQUERIMIENTOS NACIONALES SOBRE LOS PLANES DE EMERGENCIA
- 16.3 IMPLEMENTACION DE LA REGLAMENTACION SOBRE PLANES DE EMERGENCIA
- 16.4 PLANES DE EMERGENCIA EXTERNOS E INTERNOS A LAS CENTRALES NUCLEARES
- 16.5 ESTRUCTURA DEL PLAN DE EMERGENCIA A NIVEL NACIONAL
- 16.6 CLASIFICACION DE LAS SITUACIONES DE EMERGENCIA
- 16.7 SIMULACROS DE EMERGENCIA
- 16.8 ACUERDOS INTERNACIONALES
- 16.9 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 17 - Emplazamiento**

- 17.1 INTRODUCCION
- 17.2 SITIOS EXISTENTES
- 17.3 ASPECTOS NORMATIVOS
- 17.4 ETAPAS DE LOS ESTUDIOS DEL SITIO DE EMPLAZAMIENTO
- 17.5 ESTUDIOS DE EMPLAZAMIENTO REALIZADOS
  - 17.5.1 Estudios del emplazamiento de la Central Nuclear Atucha I
  - 17.5.2 Estudios del emplazamiento de la Central Nuclear Embalse
  - 17.5.3 Estudios del emplazamiento de la Central Nuclear Atucha II
- 17.6 RE-EVALUACION DEL SITIO DE EMPLAZAMIENTO
- 17.7 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 18 - Diseño y construcción**

- 18.1 INTRODUCCION
- 18.2 DISEÑO Y CONSTRUCCION
- 18.3 CUMPLIMIENTO DE LAS CENTRALES NUCLEARES CON LAS NORMAS REGULATORIAS
  - 18.3.1 Central Nuclear Atucha I
  - 18.3.2 Central Nuclear Embalse
  - 18.3.3 Central Nuclear Atucha II
- 18.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

## **ARTICULO 19 - Operación**

- 19.1 INTRODUCCION
- 19.2 AUTORIZACION INICIAL
- 19.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I
  - 19. 3.1 Condiciones para la operación
  - 19. 3.2 Límites y condiciones de operación - mantenimiento, inspecciones y ensayos
  - 19. 3.3 Procedimientos de operación en condiciones normales y accidentales
  - 19. 3.4 Apoyo técnico
  - 19. 3.5 Criterios y requerimientos regulatorios para el sistema de información de accidentes
  - 19. 3.6 Gestión del combustible irradiado y de los residuos radiactivos de la instalación
- 19.4 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE
  - 19.4.1 Condiciones para la operación
  - 19.4.2 Límites y condiciones de operación - mantenimiento, inspecciones y ensayos

- 19.4.3 Procedimientos de operación en condiciones normales y accidentales
- 19.4.4 Apoyo técnico
- 19.4.5 Criterios y requerimientos regulatorios para el sistema de información de accidentes
- 19.4.6 Gestión del combustible irradiado y de los residuos radiactivos de la instalación
- 19.5 REALIMENTACION DE LA EXPERIENCIA OPERATIVA
  - 19.5.1 Experiencia operativa
    - 19.5.1.1 Realimentación de la propia experiencia operativa
    - 19.5.1.2 Realimentación de la experiencia operativa de otras centrales nucleares
  - 19.5.2 Lecciones aprendidas de los accidentes de Three Mile Island y Chernobyl
- 19.6 PROTECCION CONTRA INCENDIOS
  - 19.6.1 Análisis del riesgo de incendios
- 19.7 MANEJO DE ACCIDENTES
- 19.8 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION



# INTRODUCCION

## 1.1 CONCEPTOS GENERALES

La Argentina suscribió la Convención sobre Seguridad Nuclear, que fuera aprobada por una Conferencia Diplomática en Viena, Austria, el 17 de junio de 1994. A su vez, el 4 de febrero de 1997, el Congreso de la Nación sancionó la Ley N° 24776 aprobando la Convención que fuera adoptada el 20 de septiembre de 1994. Según lo establecido en el Artículo 5 de la Convención, cada Parte Contratante debe presentar a examen un Informe Nacional de Seguridad Nuclear sobre las medidas adoptadas para dar cumplimiento a las obligaciones pertinentes.

Este Informe describe las acciones que la Argentina viene realizando desde el inicio de sus actividades nucleares, de manera tal que se puede verificar el cumplimiento de las obligaciones derivadas de la Convención, de acuerdo con lo establecido en el Artículo 4 de la misma.

El análisis del cumplimiento de dichas obligaciones está basado en la legislación vigente, en las normas y requerimientos regulatorios aplicables, en las licencias concedidas, y en otras decisiones regulatorias. La correspondiente información se describe en el análisis de cada uno de los Artículos de la Convención, que integran este Informe

La Argentina posee dos centrales nucleares en operación, Atucha-I (CNA-I) y Embalse (CNE), las que iniciaron la operación comercial en 1974 y 1984 respectivamente. Las correspondientes potencias eléctricas netas son 335 MW y 600 MW, lo que representa aproximadamente el 7,3% de la potencia instalada. Ambas centrales suministran alrededor del 12% de la energía eléctrica total generada. Una tercera central nuclear, Atucha-II (CNA-II), se encuentra en avanzado estado de construcción.

La Central Nuclear Atucha I está ubicada a unos 100 km al noroeste de la ciudad de Buenos Aires. El reactor es del tipo PHWR con recipiente de presión. De acuerdo al diseño original el combustible de Atucha I es uranio natural, pero recientemente se han incorporado elementos combustibles de nuevo diseño con uranio levemente enriquecido (0,85%), de modo que el núcleo del reactor está cargado en parte con elementos combustibles de uranio levemente enriquecido y el resto con uranio natural. El reactor es moderado y refrigerado con agua pesada (ver Anexo 8).

La Central Nuclear Embalse está situada en la Provincia de Córdoba, aproximadamente a 110 km al sur de la ciudad homónima (Capital de la Provincia) y a 5 km al sudoeste del pueblo de Embalse. Está constituida por un

reactor del tipo CANDU con tubos de presión, alimentado con uranio natural, moderado y refrigerado con agua pesada (ver Anexo 8).

La Central Nuclear Atucha-II se está construyendo en las adyacencias de Atucha-I. Su reactor será también del tipo PHWR con recipiente de presión, alimentado con uranio natural, moderado y refrigerado con agua pesada, con una potencia eléctrica neta de 693 MW.

## **1.2 POLITICA NACIONAL EN EL CAMPO NUCLEAR**

Por sus características particulares, las actividades vinculadas con la utilización pacífica de la energía nuclear deben estar sujetas a la jurisdicción nacional (o federal) y ser reguladas como un sistema orgánico e indivisible. Por ello, el Congreso Nacional está facultado para el dictado de leyes en la materia, a través de lo dispuesto en el artículo 75 incisos 18 y 32 de la Constitución Nacional.

En este contexto la Ley N° 24804 de 1997 o "Ley Nacional de la Actividad Nuclear", promulgada el año pasado por el Congreso Nacional, es el marco legal para la utilización pacífica de la energía nuclear.

En su Artículo 1° dicha Ley establece que en materia nuclear el Estado Nacional fijará la política y ejercerá las funciones de investigación y desarrollo a través de la Comisión Nacional de Energía Atómica, y las de regulación y fiscalización a través de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Asimismo, la mencionada ley establece que toda actividad nuclear de índole productiva o de investigación y desarrollo que pueda ser organizada comercialmente, podrá ser llevada a cabo tanto por el Estado Nacional como por el sector privado.

En el caso de la generación de energía eléctrica de origen nuclear, el Artículo 4° del Decreto 1540/94 establece que una compañía estatal denominada Nucleoeléctrica S.A. se encargará de la operación de la CNA-I y la CNE y de la construcción, puesta en marcha y operación de la CNA-II.

## **1.3 PROGRAMA NACIONAL CORRESPONDIENTE A INSTALACIONES NUCLEARES**

Las evaluaciones de seguridad realizadas por el Organismo Regulador argentino desde el inicio de la operación de las centrales nucleares Atucha-I y Embalse, cuyos resultados relevantes se detallan en el presente Informe, indican que no existen impedimentos para la continuación de su operación comercial cumpliendo con las normas regulatorias vigentes en el país y con los estándares internacionales habituales para la industria nuclear.

Tal como puede concluirse del presente Informe, esas instalaciones nucleares cumplen con las obligaciones establecidas en la Convención sobre Seguridad Nuclear.

Por otra parte la Ley 24804 declara sujeta a privatización la actividad de generación nucleoelectrica que actualmente desarrolla la empresa Nucleoelectrica Argentina S.A. Esta privatización prevé la finalización de la construcción de la Central Nuclear Atucha-II y el inicio de su operación comercial en un plazo no mayor de 6 años.

#### **1.4 RESUMEN DE LOS TEMAS PRINCIPALES DEL INFORME**

El presente Informe Nacional se elaboró con el objeto de cumplir con el Artículo 5 de la Convención sobre Seguridad Nuclear y se preparó, en la medida de lo posible, siguiendo las Directrices Relativas a los Informes Nacionales Prescritos por la Convención sobre Seguridad Nuclear, aprobadas en la Reunión Preparatoria de las Partes Contratantes celebrada en Viena en abril de 1997.

Esto significa que el Informe ha sido ordenado de acuerdo a los Artículos de la Convención sobre Seguridad Nuclear y al contenido indicado en los Lineamientos mencionados.

La información contenida en los artículos de este Informe y en sus anexos complementarios muestra el cumplimiento de la República Argentina con las obligaciones asumidas como parte contratante de la Convención.

El Artículo 6 describe las medidas adoptadas por la organización que opera las centrales nucleares para evaluar o mejorar la seguridad; tales medidas son resultante del aprovechamiento de la experiencia operativa o en respuesta a requerimientos regulatorios.

El Artículo 7 presenta la estructura legal y reglamentaria que rige la seguridad nuclear. Analiza también los criterios que sustentan el marco normativo y los sistemas de licenciamiento y fiscalización reglamentaria de las instalaciones nucleares.

El Artículo 8 trata las funciones, responsabilidades y estructura organizativa del Organismo Regulador, sus recursos humanos y financieros y las relaciones que mantiene con otros organismos oficiales y privados.

El Artículo 9 describe las responsabilidades del titular de la licencia y los controles regulatorios para verificar el cumplimiento de dichas responsabilidades.

El Artículo 10 analiza las políticas y la prioridad asignada a la seguridad nuclear tanto por el Organismo Regulador como por la organización que opera las centrales nucleares.

El Artículo 11 trata las funciones, responsabilidades y estructura de la organización encargada de la operación de las centrales nucleares, sus recursos humanos y económicos y la calificación de personal.

El Artículo 12 analiza los sistemas requeridos para detectar, prevenir y corregir el error humano incluyendo las mejoras a la interacción hombre-máquina en la sala de control de las centrales nucleares.

El Artículo 13 presenta el programa de garantía de calidad en el diseño, construcción y operación de las instalaciones nucleares.

El Artículo 14 trata las evaluaciones de seguridad y actividades de mantenimiento llevadas a cabo por la organización a cargo de la operación de las centrales nucleares, y las verificaciones y evaluaciones de seguridad llevadas a cabo por el Organismo Regulador en cada una de las etapas de la vida útil de las instalaciones nucleares.

El Artículo 15 describe los criterios básicos de seguridad radiológica utilizados, la normativa existente en el tema, la limitación de la descarga de efluentes y las evaluaciones de dosis en los trabajadores de las instalaciones nucleares y en el público.

El Artículo 16 describe las leyes, normas y requerimientos existentes en el país y su implementación en caso de una emergencia radiológica en una instalación nuclear. Analiza las medidas a ser tomadas dentro y fuera del emplazamiento por todas las organizaciones intervinientes, con especial énfasis en los simulacros de aplicación de los planes de emergencia.

El Artículo 17 reseña los estudios realizados relativos a los sitios de emplazamiento de las centrales nucleares y a los estudios de re-evaluación.

El Artículo 18 analiza la normativa existente en lo referente al diseño y construcción de instalaciones nucleares y su cumplimiento con los principios de defensa en profundidad, diversidad y redundancia.

Finalmente, el Artículo 19 analiza la documentación mandatoria para el inicio de la operación de las centrales nucleares, el sistema de apoyo técnico a las instalaciones, los mecanismos de realimentación de la experiencia operativa, protección contra incendios y comunicación de eventos relevantes, y la gestión del combustible irradiado en el sitio.

El material contenido en el presente Informe está actualizado al 31 de marzo de 1998 y no se incorporarán modificaciones posteriores salvo en aquellos casos que se considere significativo hacerlo.

En general la terminología utilizada es consistente con la utilizada en las publicaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica. Los términos relacionados específicamente con el sistema regulatorio de la República Argentina son los mismos que figuran en su normativa, según el glosario correspondiente (ver Anexo 1).

## 1.5 ANEXOS

El Informe Nacional de Seguridad está complementado con los siguientes anexos:

El Anexo 1 contiene todas las Normas Regulatorias de la Autoridad Regulatoria Argentina que han sido citadas en el presente Informe.

El Anexo 2 incluye la Ley N° 24.804 de 1997 o "Ley Nacional de la Actividad Nuclear".

Los Anexos 3 y 4 incluyen las respectivas licencias de operación de la CNA-I y de la CNE, y el Anexo 5 la licencia de construcción de la CNA-II.

El Anexo 6 contiene el Informe de la Misión de Revisión de Seguridad del OIEA en la CNA-I.

El Anexo 7 incluye el Informe de la Misión OSART realizada en la CNE.

El Anexo 8 describe brevemente las características técnicas de las centrales nucleares en operación en el país.

El Anexo 9 contiene las políticas y principios de la compañía a cargo de la operación de las centrales nucleares.

El Anexo 10 contiene la lista de los documentos técnicos utilizados en la preparación del presente Informe.

## ARTICULO 6

### INSTALACIONES NUCLEARES EXISTENTES

#### 6.1 INTRODUCCION

La República Argentina posee dos centrales nucleares en operación, Atucha I (CNA-I) y Embalse (CNE), y una en construcción, Atucha II (CNA-II).

La CNA-I está ubicada a unos 100 km al noroeste de la ciudad de Buenos Aires, tiene una potencia eléctrica neta de 335 MW y comenzó a operar comercialmente en 1974. El reactor es del tipo PHWR con recipiente de presión. De acuerdo al diseño original el combustible de la CNA-I es uranio natural, pero recientemente se han incorporado elementos combustibles de nuevo diseño con uranio levemente enriquecido (0.85% en U-235), de modo que actualmente el núcleo del reactor está cargado en parte con elementos combustibles de uranio levemente enriquecido y el resto con uranio natural. El reactor está moderado y refrigerado con agua pesada (ver Anexo 8).

La CNE, cuya operación comercial se inició en 1984, está situada en la Provincia de Córdoba aproximadamente a 110 km al sur de la ciudad homónima y su potencia eléctrica neta es de 600 MW. Es un reactor tipo CANDU alimentado con uranio natural y moderado y refrigerado con agua pesada.

Aunque las tareas se encuentran detenidas, la Central Nuclear Atucha II, con una potencia eléctrica neta de 693 MW, se está construyendo en las adyacencias de Atucha I. También poseerá un reactor del tipo PHWR alimentado con uranio natural, refrigerado y moderado con agua pesada.

En agosto de 1994 la Comisión Nacional de Energía Atómica fue dividida en tres organizaciones independientes: una de ellas retuvo la denominación original, Comisión Nacional de Energía Atómica, se mantiene dentro del sector público. Sus actividades actuales están ligadas a la investigación y el desarrollo, al ciclo de combustible nuclear, a los radioisótopos y las fuentes de radiación y a la capacitación especializada en temas del área nuclear.

La segunda de las organizaciones, denominada Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA - empresa a cargo de la operación de las centrales nucleares argentinas) se constituyó con el sector de la anterior Comisión Nacional de Energía Atómica que se encargaba de la operación de las centrales nucleares y con la Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas (ENACE), arquitecto-ingeniero de la CNA-II.

La tercera, originalmente denominada Ente Nacional Regulador Nuclear y más adelante, de acuerdo a la Ley N° 24.804, Autoridad Regulatoria Nuclear<sup>1</sup>, está constituida por el sector de la Comisión Nacional de Energía Atómica que se encargaba de la actividad regulatoria desde 1958. La Autoridad Regulatoria Nuclear es un organismo completamente independiente a cargo de todas las funciones regulatorias (ver Anexo 2).

Al tiempo de producirse la separación en 1994, algunos requerimientos de mejoras a la seguridad radiológica y nuclear de las centrales en operación y construcción, emitidos por el sector regulatorio de la Comisión Nacional de Energía Atómica, se encontraban en diversos estados de cumplimiento. Tanto el Ente Nacional Regulador Nuclear como la Autoridad Regulatoria Nuclear mantuvieron los requerimientos de sus predecesores preservando de ese modo la continuidad institucional y legal.

Los requerimientos surgieron como resultado de análisis de seguridad, de inspecciones regulatorias y de la experiencia operativa, principalmente de los eventos relevantes ocurridos tanto en las centrales nucleares nacionales como en las de otros países.

Por ejemplo, diversos análisis de seguridad indicaron la necesidad de adecuar el sistema de refrigeración de emergencia de la CNA-I (instalación diseñada a fines de la década del 60) a los criterios actuales de seguridad nuclear. Ello dio lugar a una serie de requerimientos sobre un programa de actualización y mejoras de la instalación. Otro ejemplo está relacionado con la optimización de la protección radiológica. Al respecto se emitieron varios requerimientos, en particular referidos a la CNA-I donde se implementó un programa de reemplazo progresivo de todos de los canales de combustible del reactor.

Como ejemplo del aprovechamiento de la experiencia operativa adquirida, se pueden mencionar las acciones tomadas en la CNA-I como consecuencia de la rotura del canal de combustible R06 en 1988 y las encaradas en la CNE debido a la rotura de un tubo de presión en la central canadiense de Pickering-2 en 1983. En el primer caso el Organismo Regulador estableció una serie de requerimientos especiales previos al reinicio de la operación; en el segundo caso la entidad responsable de la operación de las centrales nucleares debió realizar modificaciones al programa específico de inspecciones y seguimiento de los tubos de presión del reactor.

Estas y otras mejoras de la seguridad de centrales nucleares que se detallan a continuación constituyen, por el momento, la totalidad de los temas incluidos en el examen de seguridad de las instalaciones nucleares existentes al entrar en vigor la Convención.

---

<sup>1</sup> De aquí en adelante se utilizará la denominación de Organismo Regulador cuando se haga referencia a la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear (ver Sección 7.2.1), al Ente Nacional Regulador Nuclear o a la Autoridad Regulatoria Nuclear, pero si fueran necesarios se utilizarán sus denominaciones específicas.

## 6.2 **EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD Y MEDIDAS CORRECTORAS EN LAS INSTALACIONES NUCLEARES**

### 6.2.1 **CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

Algunos de los requerimientos relevantes formulados por el Organismo Regulador se relacionan con:

- La rotura de un canal combustible.
- La exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1.
- El reemplazo de los canales de refrigeración.
- El segundo sumidero de calor.
- La modificación del sistema de suministro eléctrico de emergencia.
- El análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación
- La integridad del recipiente de presión.
- La evaluación de la seguridad debido a la incorporación de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido

#### 6.2.1.1 **Rotura de un canal combustible**

Como consecuencia de la deformación o rotura del tubo guía de una sonda de medición del nivel de agua, el 15 de agosto de 1988 se rompió un canal de refrigeración (posición R06), que a su vez provocó la rotura del elemento combustible contenido en su interior y diversos daños en otros componentes internos del reactor. La seguridad nuclear de la instalación no se vio comprometida debido a las características intrínsecas de seguridad de la misma (coeficiente de reactividad negativo respecto a la temperatura del moderador), pero desde el punto de vista de la disponibilidad el evento obligó a mantener parada la instalación hasta su total reparación. Los daños en el interior del tanque del moderador estuvieron limitados a algunos canales de refrigeración, sondas de instrumentación, material de aislación térmica y a un incremento en la contaminación del agua pesada. La central nuclear estuvo fuera de servicio hasta mediados de 1990 (es decir durante 16 meses) y el equipamiento diseñado y construido especialmente para su reparación demandó una inversión significativa.

El Organismo Regulador decidió suspender la vigencia de la licencia de operación de la central nuclear hasta tanto se realizara la reparación de los componentes internos deteriorados y se instalaran sensores de distinto tipo, que permitieran la detección temprana de eventos similares al ocurrido. Además, requirió la realización de los análisis de seguridad correspondientes y una serie de pruebas especiales para verificar el estado de funcionamiento de los sistemas de control y seguridad.

Una vez analizados los resultados de las pruebas, en diciembre de 1990, el Organismo Regulador otorgó una nueva licencia de operación que, adicionalmente, incluía las condiciones para reiniciar la operación de la central nuclear a plena potencia y un programa especial de monitoreo para permitir la detección temprana de eventos semejantes al ocurrido en agosto de 1988.



Las condiciones establecidas en la nueva licencia de operación fueron las siguientes:

- Inspecciones periódicas del tanque del moderador, de los canales de refrigeración, de los tubos guías de barras de seguridad y del toroide de distribución inferior del tanque del moderador.
- Implementación de un programa que permita la detección y alerta temprana de eventos anormales que pudieran guardar relación con eventuales fallas en los canales de combustible u otros componentes internos del tanque del reactor, así como posibles fallas en la refrigeración de los elementos combustibles alojados en dichos canales.
- La intensificación del programa de inspección en servicio con el fin de detectar eventuales deterioros en las propiedades de los materiales (por ejemplo: envejecimiento, fragilización, fatiga, formación o crecimiento de fisuras) e implementar las medidas correctivas necesarias.
- El agregado de pruebas repetitivas adicionales e inspecciones especiales, además de las que contemplaba el programa de mantenimiento de la central, para analizar tendencias en el comportamiento de los componentes relacionados con el incidente antes citado.

Una vez finalizadas las tareas de reparación y prueba y a solicitud del gobierno argentino, en 1990 el OIEA llevó a cabo una misión independiente de revisión de la seguridad (*Safety Review Mission at Atucha I Nuclear Power Plant*) para evaluar la situación de la central (ver Anexo 6). El grupo de especialistas enviado por el OIEA revisó las tareas de reparación de los componentes internos del tanque del moderador y evaluó las técnicas de monitoreo empleadas durante las reparaciones así como las implicancias del evento en la seguridad de la instalación. Como resultado emitió recomendaciones que se tuvieron en cuenta en requerimientos regulatorios posteriores.

#### **6.2.1.2 Exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1**

Los criterios contenidos en la nueva versión de la norma AR 10.1.1, puesta en vigencia por el Organismo Regulador en diciembre de 1994, son consistentes con las nuevas recomendaciones del ICRP reflejadas en su Publicación N° 60. En virtud de dicha norma, el Organismo Regulador llevó a cabo nuevas revisiones de la seguridad radiológica en las instalaciones nucleares en operación y decidió realizar requerimientos adicionales para que las mismas se adapten a los nuevos criterios.

Sin embargo, algunas dosis ocupacionales en la CNA-I no podrán ser disminuidas sensiblemente hasta que finalice el recambio de canales mencionado en la Sección 6.2.1.3. Mientras tanto, se estima que las tareas de limpieza y mantenimiento de los intercambiadores de calor del moderador implicarán, por su naturaleza, dosis cercanas a los límites en el personal asignado a su ejecución.

### 6.2.1.3 Reemplazo de los canales de refrigeración

Al igual que otras centrales de su generación, la CNA-I posee algunos componentes internos del reactor y del circuito primario y del moderador sometidos a diversos fenómenos de corrosión y desgaste. Con el objeto de disminuir tales efectos, esos componentes fueron recubiertos con una aleación no ferrosa que contiene 60% de cobalto conocida como Stellite-6 (por ejemplo las guías de los canales de refrigeración, bombas del circuito primario y asientos de las válvulas). La superficie de los canales revestida con esta aleación es aproximadamente 16 m<sup>2</sup>, lo que constituye alrededor del 95% del total de Stellite-6 presente en el circuito primario de la central. Como resultado de la activación de dicho material por el flujo neutrónico presente en el núcleo del reactor se forma cobalto-60.

Por otra parte, los productos de corrosión y desgaste, la mayoría de los cuales contienen cobalto-60, se transportan y depositan a lo largo del circuito del moderador y primario.

En consecuencia, la emisión de radiación gamma del cobalto-60 contribuye a los campos de radiación en ciertos lugares del edificio del reactor y, consecuentemente, a aumentar dosis ocupacionales (ver Sección 15.5.1.1). Esto hace que la dosis ocupacional normalizada resulte más elevada que en las centrales que no usan Stellite-6

La Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 emitida y aplicada por el Organismo Regulador, requiere respetar los límites y las restricciones de dosis y optimizar la protección radiológica. En consecuencia, este organismo le requirió a la Entidad Responsable (ver Secciones 9.1 y 9.2) eliminar la generación de cobalto-60 mediante el reemplazo de todos los canales de refrigeración por otros sin Stellite-6. Esta tarea se viene realizando gradualmente en cada parada programada y hasta el momento se han reemplazado 130 canales, lo que representa más del 50 % del total. Se estima que la tarea estará finalizada hacia fines de 1999.

### 6.2.1.4 Segundo sumidero de calor

En el diseño original de la planta no habían sido evaluados en detalle accidentes con pequeña pérdida de refrigerante (pequeño LOCA) en la rama fría del circuito primario. Este tipo de accidente no se evaluó porque la CNA-I fue diseñada de acuerdo al criterio de "Máximo Accidente Creíble" el que, de acuerdo a los criterios vigentes en esa época, solamente tiene en cuenta el máximo LOCA (Sección 2F). Durante un pequeño LOCA, la despresurización del circuito primario es muy lenta y en consecuencia retarda la correspondiente inyección de agua desde el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. Tal situación podría verse complicada por elementos extraños que todavía pudieran estar presentes en el circuito del moderador como resultado del evento descrito en 6.2.1.1.

Estos dos factores y la necesidad de incrementar la seguridad en términos de reducción de la probabilidad de daño al núcleo determinada en el análisis probabilístico de seguridad nivel I, indicaron la conveniencia de instalar un sistema adicional de extracción del calor residual del núcleo independiente del actual, a través del sistema secundario vía generadores de vapor.

Esta mejora consiste en proveer a los generadores de vapor con un sistema independiente de alimentación de agua con capacidad suficiente para remover el calor residual del núcleo durante algunas horas, con el objeto de lograr el gradiente de enfriamiento suficiente para el manejo de diversas situaciones accidentales.

El Organismo Regulador estableció los siguientes requisitos mínimos que debe cumplir tal sistema alternativo:

- A. Reemplazar al moderador en su función de refrigeración del núcleo durante parada.
- B. Extraer el calor residual en las siguientes condiciones de la central:
  - a) Pérdida del suministro eléctrico normal y de emergencia.
  - b) Indisponibilidad de la casa de bombas.
  - c) Indisponibilidad del sistema intermedio de extracción del calor residual del núcleo.

Teniendo en cuenta estos requisitos, la Entidad Responsable propuso las siguientes características para el diseño del nuevo sistema:

- A. Se proveerán dos trenes independientes de alimentación de agua a los generadores de vapor y dos líneas de venteo de vapor vivo a la atmósfera, cada uno con el 100% de capacidad.
- B. La temperatura del agua de alimentación será la del ambiente, por lo que el tanque de depósito puede ser de hormigón.
- C. Las bombas del segundo sumidero de calor serán propulsadas por motores diesel cuya potencia será suficiente para impulsar generadores eléctricos, cada uno de los cuales con capacidad para alimentar la demanda del sistema completo.

El Organismo Regulador consideró adecuadas estas propuestas y la Entidad Responsable decidió implementarlas. El desarrollo de la ingeniería básica ya ha sido completado y la ingeniería de detalle del segundo sumidero de calor con liberación controlada a la atmósfera se encuentra en la etapa de desarrollo. Se estima que las modificaciones se completarán hacia el año 2000.

#### **6.2.1.5 Modificación del sistema de suministro eléctrico de emergencia**

La central cuenta con tres generadores diesel con una potencia de 1,6 MW cada uno. En caso de pérdida de suministro eléctrico normal los generadores, que operan con una lógica 2 de 3, abastecen la demanda de energía de los sistemas necesarios para la remoción del calor residual del núcleo. El arranque de los motores demanda un tiempo de aproximadamente 40 segundos. Durante ese

lapso la energía eléctrica necesaria para la remoción de calor del núcleo, que como condición de diseño no debe ser interrumpida, es provista por una turbina hidráulica operada por el caudal de descarga del condensador.

El Organismo Regulador le requirió a la Entidad Responsable mejorar sustancialmente la confiabilidad del sistema de suministro eléctrico de emergencia, con el objeto de reducir la probabilidad del daño al núcleo en caso de pérdida del suministro eléctrico normal. Esta es una de las secuencias accidentales más significativas.

En respuesta a este requerimiento, la Entidad Responsable implementó la interconexión eléctrica de la CNA-I con la CNA-II a través de las barras eléctricas de alimentación normal de ambas centrales. El Organismo Regulador aceptó tal solución porque se logró un incremento considerable en la confiabilidad del sistema, limitando su aplicación hasta el inicio de las actividades de puesta en marcha de la CNA-II

Esa interconexión, que opera tanto en forma automática como manual, incorpora un sistema eléctrico de respaldo al sistema de emergencia y logra la recuperación del suministro eléctrico a las barras normales de la CNA-I en un tiempo de alrededor de 100 segundos. Asimismo, cumple con los criterios de independencia física y funcional y está configurada por dos trenes redundantes, cada uno capaz de suministrar el 100% de la demanda.

#### **6.2.1.6 Análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación**

La licencia de operación otorgada cuando se completaron los trabajos de reparación relacionados con la falla del canal R06 (ver Sección 6.2.1.1) y la puesta en marcha de la central, requería, adicionalmente, la realización de un análisis probabilístico de seguridad de nivel I, de acuerdo a la guía IAEA-50-SS-P4.

La Entidad Responsable constituyó un grupo de especialistas, compuesto por doce profesionales, que comenzó los trabajos en setiembre de 1992. El análisis probabilístico de seguridad nivel I específico de la instalación, que como condición inicial comprendió el análisis de los eventos internos a la planta ocurridos durante su operación a plena potencia (determinación de la probabilidad de daño al núcleo), se terminó en marzo de 1996. Su versión actualizada, editada en diciembre de 1997, está actualmente en la etapa de revisión.

En abril de 1997, el Organismo Internacional de Energía Atómica llevó a cabo una misión internacional para una revisión de pares (*International Peer Review Service Mission – IPERS*). La Entidad Responsable tuvo en cuenta todas las recomendaciones emitidas por el *IPERS*.

Es de destacar que el análisis probabilístico de seguridad permitió identificar los contribuyentes dominantes al riesgo y, a su vez, mejorar y actualizar los procedimientos operativos y también mejorar el programa de vigilancia.

Los resultados del análisis probabilístico de seguridad permitieron identificar algunas debilidades en el diseño y la operación de la planta. Aunque dichas debilidades no fueron de tal magnitud que justificaran la interrupción de la licencia de operación de la central, motivaron que el Organismo Regulador emitiera requerimientos para llevar a cabo acciones correctoras, cuya implementación debía ser inmediata. Tales requerimientos ya han sido satisfechos por la Entidad Responsable. Como ejemplo debe mencionarse la interconexión eléctrica entre la CNA-I y la CNA-II (ver Sección 6.2.1.5) y la instalación de válvulas de aislamiento en la línea auxiliar del presurizador para reducir sustancialmente la frecuencia de la probabilidad de ocurrencia de eventos de baja presión en el circuito primario. Hubo otros requerimientos emitidos por el Organismo Regulador, que debían implementarse en el mediano plazo, como por ejemplo la construcción de un segundo sumidero de calor, cuya implementación ya ha comenzado.

Otras mejoras derivadas de los resultados del análisis probabilístico de seguridad son las siguientes:

- Mejoras en la seguridad relacionada con la refrigeración por agua del río.
- Actualización de los procedimientos de operación en emergencia, con el correspondiente entrenamiento de los operadores.
- Mejoras en la confiabilidad del sistema principal de suministro de agua
- Mejoras en el sistema de refrigeración del núcleo en parada.

Este análisis probabilístico de seguridad, que incluyó eventos de pérdida de refrigerante clasificados en 15 grupos, 17 transitorios de planta y otros eventos iniciantes (como por ejemplo la falla de recipiente de presión), hizo posible seleccionar el conjunto de las principales secuencias accidentales que contribuyen al daño en el núcleo.

Por tratarse de una central nuclear con más de veinte años de operación, el Organismo Regulador además efectuó una serie de requerimientos relacionados con el plan de mejoras y actualización para incrementar el nivel de seguridad de la planta. Los resultados del análisis probabilístico de seguridad mostraron que el cumplimiento de tales requerimientos contribuyó efectivamente a tal incremento.

#### **6.2.1.7 Integridad del recipiente de presión**

El programa de vigilancia del recipiente de presión del reactor de la CNA-I se inició en el año 1974, introduciendo 30 cápsulas de prueba distribuidas en el reflector inferior, dentro del tanque del moderador. En 1980 se introdujeron 10 cápsulas adicionales conteniendo probetas del mismo tipo, pero confeccionadas con material

A508 clase 3<sup>2</sup>, cuyo fin fue obtener un patrón relativo para la exposición neutrónica. Por otra parte, se retiraron y examinaron las probetas irradiadas. Estos exámenes no arrojaron resultados concluyentes sobre el comportamiento del material del recipiente de presión, debido a las diferencias entre el espectro neutrónico en la zona donde fueron localizadas las muestras, dentro del tanque del moderador, y el espectro existente en la pared del recipiente de presión.

Dadas las incertidumbres asociadas a los resultados anteriores, en 1985 *Siemens-Kraftwerk Union AG* llevó a cabo un programa de irradiación en el reactor alemán VAK. Los ensayos se realizaron con probetas constituidas por el mismo material base del recipiente de presión y con probetas de material A508 clase 3, simulando las condiciones existentes en la pared del recipiente de presión de la CNA-I.

Si bien aún existen incertidumbres debidas al corto período de irradiación (alto factor de aceleración), las pruebas llevadas a cabo por *Siemens-Kraftwerk Union AG* arrojaron que 35°C era la temperatura de transición dúctil-frágil, al fin de la vida útil de la CNA-I (32 años a plena potencia). Por otra parte, los resultados preliminares del análisis del LOCA más desfavorable mostraron que el recipiente de presión siempre estaría a una temperatura superior a 35°C al fin de su vida útil.

El Organismo Regulador evaluó la información disponible relacionada con el recipiente de presión y concluyó que hay incertezas respecto de su integridad bajo ciertas situaciones operacionales accidentales.

Por otra parte, NASA ha iniciado una evaluación de aquellos escenarios accidentales que dan lugar a las solicitaciones más desfavorables respecto de la integridad del recipiente de presión (*Pressurised Thermal Shock Analysis*), así como un programa de las acciones necesarias de llevar para cabo (por ejemplo mejora del programa de vigilancia) a fin de minimizar las incertezas surgidas de los estudios.

Adicionalmente, es importante enfatizar que las características de diseño de la planta no facilitan una mezcla óptima de la inyección del agua del sistema de emergencia, porque la rama de inyección siempre contiene agua fría lo cual contribuye negativamente a los efectos del choque térmico durante la eventual ocurrencia de una situación accidental.

Es opinión del Organismo Regulador que, de acuerdo al estado del arte en la materia, no será posible reducir las incertezas mencionadas en el tiempo y forma requeridos. Por lo tanto, con el objeto de garantizar que el recipiente de presión continuará preservando un margen adecuado de seguridad, ha requerido que se tomen las medidas necesarias manteniendo caliente el agua contenida en los acumuladores de alta presión del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, antes de la llegada del año 2001.

---

<sup>2</sup> Forgin steel ASTM A-508 Class 3 Ring Forgin -20 Mn Mo Ni 55 ASME SA 508, cl3)

### 6.2.1.8 Evaluación de la seguridad debido a la incorporación de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido

El elemento combustible original del núcleo de la CNA-I está formado por 36 barras de dióxido de uranio natural, dispuestos en anillos concéntricos de 1, 6, 12 y 17 barras cada uno y un tubo estructural ubicado en el anillo exterior.

Como resultado de diversos análisis técnicos y económicos, la Entidad Responsable propuso reemplazar el elemento combustible original por otro de características constructivas similares pero conteniendo dióxido de uranio levemente enriquecido (0,85 % en peso de  $^{235}\text{U}$ ).

El uso de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido tiene como ventajas alcanzar un grado de quemado más elevado y consecuentemente menor utilización de la máquina de recambio de combustible, así como menor cantidad de elementos combustibles irradiados a almacenar.

Sin embargo, el mayor contenido de  $^{235}\text{U}$  (es decir mayor contenido de material fisionable) implica algunas diferencias con el combustible de uranio natural, como por ejemplo variaciones en los parámetros globales, coeficientes de reactividad y parámetros cinéticos, con distinta respuesta frente a eventos operacionales y transitorios. Por este motivo fue necesario realizar estudios adicionales. Los análisis de factibilidad y seguridad realizados por la Entidad Responsable mostraron que era posible agregar elementos combustibles con uranio levemente enriquecido en etapas progresivas que se detallan a continuación, cada una de las cuales fue sustentada por un informe de seguridad.

1. La primera etapa del proyecto fue la carga de 12 elementos combustibles con uranio levemente enriquecido (que representan un 5% del número total de elementos combustible en el núcleo), demostrándose que era factible operar la central sin producir modificaciones en los parámetros esenciales vinculados con la seguridad. Durante dicha fase se mantuvo la estrategia de gestión de combustible con tres zonas de quemado (característica de la gestión con combustible de uranio natural).
2. La segunda etapa incluyó 60 elementos combustibles con uranio levemente enriquecido (aproximadamente un 25% del número total de elementos combustible en el núcleo). La Entidad Responsable demostró que, aun con este número de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido, era factible operar la central en las mismas condiciones de seguridad con las que había sido diseñada.
3. La tercera etapa incluyó hasta 99 elementos combustibles con uranio levemente enriquecido, que representa alrededor del 40 % del número total de elementos combustible en el núcleo.

Actualmente el Organismo Regulador y la Entidad Responsable están llevando a cabo evaluaciones de seguridad con el objeto de incluir más de 100 elementos combustibles con uranio levemente enriquecido.

## 6.2.2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

El Organismo Regulador formuló requerimientos con relación a los siguientes temas:

- Programa de inspección en servicio.
- Inspección de tubos de presión.
- Exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1.
- Almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados.
- Documento CALIN 122 / 84.
- Análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación.

### 6.2.2.1 Programa de inspección en servicio

La CNE fue diseñada teniendo en cuenta condiciones de operación normales y anormales, determinadas por el conocimiento y la experiencia operativa (en otras instalaciones nucleares) existente al momento de inicio del proyecto. Luego de su puesta en marcha, como resultado de la experiencia adquirida surgió la conveniencia de establecer requerimientos complementarios para la inspección en servicio.

Durante la operación pueden, eventualmente, ocurrir situaciones o eventos operacionales que afecten la vida útil de componentes o sistemas, lo cual implica la necesidad de introducir requisitos adicionales para mantener las condiciones iniciales de diseño.

Tales situaciones sobre los componentes o sistemas pueden producir variaciones en los parámetros térmicos, tensiones mecánicas, fenómenos de erosión, corrosión, irradiación, *creep*, absorción de hidrógeno, vibraciones, rozamiento, etc.; asimismo, pueden ocasionar su envejecimiento prematuro con el consiguiente acortamiento de la vida útil de la planta y en algunas circunstancias, si no se implementan medidas correctoras, pueden aumentar el riesgo y la indisponibilidad de la planta.

Consideraciones de este tipo llevaron al Organismo Regulador a formular requerimientos a la Entidad Responsable, a efectos de revisar el programa de inspección en servicio para examinar y verificar el estado de componentes y/o sistemas de la central, de tal forma que se pueda predecir cualquier deterioro eventual y determinar las acciones correctivas que correspondan para preservar las funciones de seguridad.



El diseñador, *Atomic Energy of Canada Limited*, confeccionó un programa para el área nuclear basado en la norma canadiense CSA N° 285.4-M 1978 y denominada "*Periodic Inspection Program Document*" (18-PIPD), que tiene en cuenta las recomendaciones del código ASME, Sección XI - Div. 1 y la guía IAEA No. 50-SG-02 del Organismo Internacional de Energía Atómica.

Por otra parte y para ser utilizado en la CNE, al programa mencionado se le incorporó el contenido de las normas canadienses CAN3 N285.4-M-83 y CAN3 N285.4-94, que incluyen el uso del factor de fatiga para el establecimiento de las categorías de inspección, y la ampliación del alcance de las mismas a los generadores de vapor, tubos de presión y alimentadores.

En lo referente al área convencional (turbogrupos, ciclo térmico y sistemas auxiliares), el programa de inspección en servicio se basa en las recomendaciones de los diseñadores y proveedores italianos *Ansaldo e Italimpianti* y en las de la norma ANSI B31.1.

En forma simultánea al desarrollo de dicho programa, y teniendo en cuenta la experiencia operativa acumulada en otras centrales nucleares similares, la Entidad Responsable ejecutó inspecciones relacionadas con eventos operativos ocurridos durante la operación de la central.

En líneas generales, el programa de inspección en servicio requiere la inspección de los siguientes sistemas:

- a) El correspondiente a la barrera de presión del refrigerante y de los sistemas cuya falla puede ocasionar la liberación de cantidades inaceptables de material radiactivo al ambiente.
- b) Sistemas de seguridad esenciales para la extinción del reactor y para la refrigeración de los elementos combustibles en caso de falla de un sistema de proceso.
- c) Sistemas y componentes cuya perturbación o falla comprometa la integridad de la barrera de presión del refrigerante o de los sistemas de seguridad mencionados en b).

#### **6.2.2.2 Inspección de tubos de presión**

El programa actual de inspección de los tubos de presión de la CNE tiene en cuenta, entre otros aspectos, las fallas ocurridas en las centrales canadienses de Pickering 2 en 1983 y de Bruce 2 en 1986, como asimismo varios eventos en otras unidades del mismo tipo en los que se produjeron pequeñas pérdidas de refrigerante. Las empresas canadienses *Ontario Hydro* y *Atomic Energy of Canada Limited* desarrollaron un amplio programa de investigación con el fin de determinar las causas que provocaron dichas fallas.

A continuación se reseñan las causas que dieron lugar al desarrollo de ese programa así como las medidas preventivas y correctoras recomendadas por las entidades mencionadas, las que fueron puestas en práctica en la CNE.

El material empleado inicialmente para la fabricación de los tubos de presión de reactores CANDU fue una aleación de circonio denominada "Zircaloy-2". Este material que se utilizó en otros reactores fue discontinuado al demostrarse que no era apto para largos períodos de servicio, debido a las tasas crecientes de corrosión y a la absorción de hidrógeno que presentaba después de algunos años de operación. Fue entonces reemplazado por "Zr-2,5%Nb", otra aleación de circonio que no presenta los problemas del "Zircaloy-2" y que posee mejores propiedades mecánicas; es la utilizada actualmente para la fabricación de los tubos de presión de la CNE.

Cuando el tubo de presión está en servicio, el material que lo conforma experimenta cambios en sus propiedades y su composición, debidos a la fluencia de neutrones y a la temperatura y composición del refrigerante. Uno de los cambios más relevantes, es el incremento del contenido de deuterio (o hidrógeno equivalente). El hidrógeno equivalente contenido en el circonio del tubo de presión puede producir principalmente dos efectos:

- a) reducir la ductilidad y tenacidad del material, y
- b) favorecer el fisurado retardado de hidruros (*delayed hydride cracking*) cuando las tensiones en el material exceden un valor umbral.

Ambos efectos ocurren solamente en el caso que la concentración de hidrógeno equivalente exceda un valor límite y éste aparezca como hidruro en fase sólida, fenómeno que depende de la temperatura del material. Dado que la solubilidad es función de la temperatura y que la misma es muy baja a la temperatura ambiente, una cierta fracción de hidruros en fase sólida se encuentra siempre presente a bajas temperaturas. Contrariamente, los hidruros en fase sólida no aparecerán a la temperatura de operación del canal, en tanto la concentración de hidrógeno equivalente no se vea suficientemente incrementada por la absorción del deuterio presente en el refrigerante primario.

Durante la fabricación, el material que conforma el tubo de presión incorpora hidrógeno en concentraciones que oscilan entre 5 y 20 ppm. En operación, la concentración se incrementa a lo largo de la vida útil del reactor, debido al fenómeno de corrosión de la cara interna del tubo de presión. El proceso de corrosión libera deuterio del cual, un 5 % aproximadamente, difunde en el circonio y el resto es disuelto y arrastrado por el agua pesada que circula como refrigerante en el canal. Debido a la presencia de deuterio en el gas anular, una cantidad despreciable de deuterio puede incorporarse también al tubo de presión a través de la cara externa del mismo.

Con el circuito primario presurizado y caliente, el hidrógeno equivalente contenido en el tubo de presión requiere valores medios de concentración del orden de 55

ppm para precipitar como hidruro (temperatura en el punto medio del canal aproximadamente 287°C). Pero en el caso de un eventual contacto del tubo de presión con el tubo de calandria, la temperatura en dicho punto medio desciende a 50°C. En esas condiciones, la concentración de hidrógeno equivalente requerida para iniciar el proceso de formación de ampollas es de aproximadamente 25 ppm.

Por lo tanto, los tres factores más importantes que determinan la sensibilidad del tubo de presión para el desarrollo y crecimiento de ampollas son: el contenido inicial de hidrógeno equivalente, la tasa de absorción de deuterio durante la operación y la aparición de zonas frías, es decir, el eventual contacto entre el tubo de presión y el tubo de calandria.

El contenido inicial de hidrógeno equivalente en el tubo de presión se pudo estimar a partir de mediciones en probetas obtenidas de los extremos del tubo durante su montaje en el reactor. La tasa de absorción de deuterio durante la operación se determinó sobre la base de mediciones realizadas en tubos que habían sido reemplazados, o de muestras de material obtenido directamente de la cara interna del tubo de presión mediante técnicas de *scraping*.

Por otra parte, durante el montaje de los tubos de presión en reactores tipo CANDU 600 (CNE incluida), algunos de los anillos elásticos se desplazaron de su posición de diseño. Estos anillos separan el tubo de presión del tubo de calandria, impidiendo su contacto y permitiendo a la vez, la circulación del gas anular; asimismo facilitan el desplazamiento axial del tubo de presión debido a la dilatación térmica y al efecto "*creep*". El desplazamiento mencionado se produjo probablemente por oscilaciones de los tubos de presión inducidas por la circulación del refrigerante y moderador, estando los canales sin la carga de elementos combustibles, durante la puesta en marcha fría de la central.

Por el momento no hay evidencias que los anillos elásticos se hayan desplazado de su posición de diseño durante la operación, estando el canal cargado con elementos combustibles.

Los desplazamientos de algunos anillos elásticos son de magnitud suficiente como para que se produzcan contactos entre tubos de presión y de calandria, lo que no es un problema en sí, a menos que la concentración de hidrógeno equivalente en los tubos en cuestión exceda el valor límite antes mencionado. En tal caso, los hidruros pueden concentrarse gradualmente en la región de contacto y, eventualmente, una ampolla crecerá en tamaño hasta producir la rotura del tubo de presión bajo el efecto de las tensiones de trabajo.

De lo expuesto surge que es esencial la eliminación de los contactos que puedan existir entre tubos de presión y de calandria, antes que el proceso de absorción de deuterio pueda provocar el desarrollo de ampollas y la consiguiente rotura del canal. La *Atomic Energy of Canada Limited* desarrolló un programa especial. Por

su parte la Entidad Responsable constituyó el Comité Técnico del Subprograma de Canales para la CNE, cuya función fue coordinar las actividades relacionadas con el programa de inspección de los tubos de presión.

Se desarrolló un conjunto de técnicas de medición (ultrasónicas y corrientes parásitas) de los parámetros de interés así como el programa "*Spacer Location and Repositioning*" (SLAR), que se aplica en la CNE desde fines de la década del 80. Este programa se encuentra hoy en plena ejecución, habiéndose inspeccionado 149 canales sobre un total de 380. Se estima que las tareas serán concluidas hacia fines del 2003.

El Organismo Regulador tomó inmediato conocimiento de los sucesos ocurridos en las centrales canadienses en relación con las fallas de los tubos de presión y siguió de cerca el desarrollo del programa de investigación de la *Atomic Energy of Canada Limited* y la *Ontario Hydro*. Paralelamente, se mantuvo un estrecho contacto con los especialistas del Comité Técnico del Subprograma de Canales para la CNE, evaluando, desde el punto de vista de la seguridad, los resultados de las investigaciones y las implicancias de las recomendaciones surgidas de dichos programas (ver Sección 19.5.1.2).

En particular se efectuó un seguimiento pormenorizado de la modificación al procedimiento de detección de humedad en el gas anular, implementado en la CNE luego del accidente de Pickering 2, como medio efectivo para la detección temprana de pérdidas de refrigerante (criterio "*leak before break*"). Además, los inspectores residentes del Organismo Regulador fiscalizan rutinariamente las intervenciones a los canales que se llevan a cabo durante las paradas programadas de la central con la finalidad de reubicar los espaciadores en aquellos canales que así lo requieran.

Durante la parada programada de la CNE en el período octubre-noviembre de 1995, ocurrió un incidente de gran interés en relación con el reposicionamiento de los anillos elásticos: debido a fallas eléctricas en una de las bobinas de la herramienta de reposicionamiento denominada "*SLARETTE Mark III*" se produjeron una cavidad y un agujero pasante en la cara interna de los canales A-14 y L-12 respectivamente. En el segundo caso hubo una pérdida de refrigerante al espacio anular. Ambos tubos de presión debieron ser reemplazados. Dado que las características de este incidente son de aplicación directa a todas las reactores CANDU, el Organismo Regulador informó a otras autoridades regulatorias y al Sistema de Información de Incidentes del OIEA (*Incident Reporting System*).

### 6.2.2.3 Exigencia de cumplir con los requisitos de la Norma AR 10.1.1

La historia dosimétrica de los trabajadores de la CNE demuestra que sólo esporádicamente algún trabajador recibió una dosis superior a 100 mSv en cinco años consecutivos. Aún en el año 1995, durante el cual se llevó a cabo una

parada programada de 8 semanas, prolongada por 2 semanas adicionales, las dosis más altas registradas fueron del orden de 20 mSv. Por lo tanto cabe suponer que no habrá dificultades en el futuro para cumplir los nuevos límites ocupacionales de dosis establecidos en la Norma AR 10.1.1.

#### 6.2.2.4 Almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados

Los elementos combustibles de la CNE están formados por 37 tubos de "zircaloy" que contienen dióxido de uranio. El dióxido de uranio natural ( $UO_2$ ) se encuentra en forma de pequeños cilindros o pastillas de 1,22 cm de diámetro y de 1,60 cm de longitud. La longitud de cada elemento combustible es de aproximadamente 50 cm y contienen 21,5 kg de  $UO_2$  (19 kg de uranio). En el núcleo del reactor hay 4560 elementos combustibles alojados en 380 canales de refrigeración; cada canal de refrigeración contiene 12 elementos combustibles. El recambio de elementos combustibles se efectúa con el reactor en operación.

Los elementos combustibles irradiados se almacenan temporariamente bajo agua en piletas, ubicadas en la instalación, que tienen una capacidad de almacenamiento para alojar el combustible irradiado durante 10 años de operación de la central a plena potencia. En otra pileta se efectúa el desarme de las barras ajustadoras que se extraen del sistema de control del reactor, la medición de la actividad y la carga en contenedores de transporte del Co-60 obtenido por la irradiación neutrónica de las barras ajustadoras.

Luego del período mínimo de decaimiento establecido en 6 años, los elementos combustibles irradiados se transfieren a silos especiales de almacenamiento en seco ubicados en el predio de la central. En una operación que se realiza bajo agua en las piletas, los elementos combustibles se introducen en canastos de acero inoxidable, cada uno de los cuales aloja hasta 60 elementos dispuestos verticalmente en una grilla circular. Posteriormente los canastos se envían al edificio de transferencia donde se les suelda la tapa. Finalmente se introducen en un contenedor especial, que aporta suficiente contención y blindaje ("*flask*" de transferencia), para ser transportados hasta el campo de silos donde se los almacena. Cada uno de los silos contiene 9 canastos.

Las actividades regulatorias en relación con el Sistema de Almacenamiento en Seco de Combustibles Irradiados abarcaron las etapas de diseño, puesta en marcha y operación. Durante la etapa de diseño se efectuaron requerimientos sobre diversos aspectos del sistema, especialmente aquellos relacionados con los parámetros térmicos. El Organismo Regulador autorizó las pruebas preoperacionales frías y calientes y las fiscalizó a través de sus inspectores. Asimismo, efectuó requerimientos en relación con la calificación del personal de supervisión y operación del sistema.

A solicitud del Organismo Regulador se evaluaron las consecuencias radiológicas de posibles accidentes, en particular de la eventual caída del "flask" durante el transporte de los elementos combustibles al campo de silos. Aunque dicho evento tiene muy baja probabilidad de ocurrencia, su análisis llevó a incorporar nuevas medidas preventivas al plan de emergencia de la instalación.

Antes del inicio de las operaciones del Sistema de Almacenamiento en Seco de Combustibles Irradiados, el Organismo Regulador modificó la licencia de operación de la central, incluyendo condiciones adicionales relacionadas con la operación, la protección física y las salvaguardias. Como parte del programa de inspección, los inspectores residentes fiscalizan la operación del Sistema de Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Irradiados.

#### 6.2.2.5 Documento CALIN 122/84

El Organismo Regulador fiscalizó las etapas de construcción y puesta en marcha de la CNE. Los controles incluyeron el seguimiento *in situ* de las actividades relevantes de la obra civil, la evaluación de sistemas, componentes y equipos importantes para la seguridad, las auditorías regulatorias, la verificación sísmica de estructuras y sistemas relacionados con la seguridad, las consultas y discusiones de temas de interés común con el Organismo Regulador canadiense (AECB) e, incluso, con algunos operadores de centrales nucleares canadienses similares.

Al otorgarse la licencia de operación en enero de 1984, el Organismo Regulador argentino había adquirido, en la medida de lo posible, un conocimiento bastante completo de las características de seguridad por diseño y operación de la instalación. Sin embargo, en ese momento algunos aspectos se encontraban en curso de evaluación mientras que otros permanecían a la espera de una respuesta de la Entidad Responsable. No obstante, ninguno de ellos constituía una condición limitante para la emisión de la licencia de operación.

Mediante un documento regulatorio que incluyó todos los aspectos mencionados, en 1984 el Organismo Regulador emitió una serie de requerimientos particulares de operación, los que incluían aquellos temas a ser analizados por la Entidad Responsable. A continuación se mencionan algunos de ellos:

- Análisis de la Entidad Responsable sobre aspectos vinculados a la seguridad de la central.
- Necesidad de llevar a cabo evaluaciones de seguridad o ampliar las existentes, particularmente las referidas a los sistemas auxiliares del reactor.
- Evaluación de los beneficios de incorporar parámetros de disparo a los sistemas de seguridad, adicionales a los previstos por diseño.
- Información proveniente de la experiencia operativa de centrales similares, en relación con sistemas y procedimientos de operación.
- Análisis del suceso ocurrido en junio de 1983 durante la puesta en marcha, el que afectó al sistema de agua de alimentación a los generadores de vapor.

- Verificación sísmica de los canales con las máquinas de recambio de combustible acopladas.
- Análisis y plan de acción derivado del evento ocurrido en la central Pickering 2, el 2 de agosto de 1983.

En octubre de 1990 se llevó a cabo una revisión completa del cumplimiento de los requerimientos incluidos en el documento y con posterioridad se realizaron algunas revisiones parciales. Actualmente se considera que gran parte de los requisitos relevantes ha sido cumplida. No obstante, los resultados del análisis probabilístico de seguridad que se está llevando a cabo en la CNE permitirán cumplimentar los ítems del Documento 122/84 que aun permanecen pendientes.

#### **6.2.2.6 Análisis probabilístico de seguridad específico de la instalación**

El Organo Regulador requirió a la Entidad Responsable la elaboración de un análisis probabilístico de seguridad, nivel 1, con el objetivo de evaluar el nivel de seguridad de la CNE, identificar las áreas que podrían requerir mejoras, comparar el nivel de seguridad con estándares nacionales e internacionales y contribuir a la operación de la central.

Dicho estudio comprende dos fases. La primera considera como fuente de liberación al reactor a plena potencia y su núcleo. La segunda considera al reactor en estado subcrítico (parado) e incluye el análisis del almacenamiento (en seco y húmedo) de elementos combustibles, la transferencia de elementos combustibles irradiados y barras de cobalto y el almacenamiento de residuos radiactivos.

La primera fase se encuentra en un estado avanzado de elaboración y se estima que será finalizada hacia mediados de 1999.

#### **6.2.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II**

La CNA-II fue diseñada por la empresa *Siemens-Kraftwerk Union AG* de Alemania, con la participación de la Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas como arquitecto-ingeniero cuando comenzó el proyecto.

La licencia de construcción de la CNA-II fue otorgada el 14 de julio de 1981. Al principio las actividades de construcción evolucionaron normalmente, pero desde mediados de 1986 hasta el comienzo de 1993 el progreso de la obra civil fue muy lento y, consecuentemente, las actividades relacionadas con el proceso de licenciamiento se redujeron sensiblemente. No obstante, la interacción entre el Organo Regulador y la Entidad Responsable se ha mantenido activa en todo momento. Particularmente, la transferencia de la experiencia ganada durante la operación de la CNA-I al proyecto de la CNA-II, fue un tema de permanente

interés regulatorio que se concretó en las siguientes acciones:

- Reemplazo del Stellite-6 en los componentes internos del reactor y en los circuitos primario y del moderador de la CNA-II (teniendo en cuenta la experiencia adquirida en la CNA-I).
- Modificaciones al diseño de los canales de combustible y otros componentes internos del reactor de la CNA-II, derivado de la experiencia ganada tras la ocurrencia de la falla del canal R06 en la CNA-I.

Las actividades regulatorias realizadas hasta el presente se listan a continuación:

- Evaluación del informe preliminar de seguridad.
- Evaluación del análisis preliminar de riesgos.
- Auditorías de garantía de calidad realizadas a la Entidad Responsable, a la Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas y a determinadas empresas contratistas.
- Inspecciones regulatorias realizadas *in situ* durante la fabricación e instalación de grandes componentes de la instalación.
- Inspecciones regulatorias realizadas a la obra civil y al depósito de componentes
- Evaluación de documentación mandatoria

La construcción de la CNA-II se encuentra interrumpida y su finalización y puesta en marcha están condicionadas al proceso de privatización mencionado oportunamente (ver Sección I.3).

## **6.3 ACCIONES PARA MEJORAR LA SEGURIDAD**

### **6.3.1 ACTIVIDADES DE EJECUCION CONTINUA**

Las actividades de ejecución continua son comunes a ambas centrales y abarcan:

- La actualización de la documentación.
- La actualización de la organización.
- El programa de inspección de componentes.
- El programa de pruebas repetitivas.
- El plan de emergencia (ver Sección 16.1).
- La capacitación y entrenamiento del personal de operación (ver Secciones 11.7, 11.7.1 y 11.7.2).
- El programa de garantía de calidad (ver Sección 13).

#### **6.3.1.1 Actualización de la documentación**

La actualización de la documentación que permanentemente se lleva a cabo en ambas instalaciones, tiene su origen en la evaluación de eventos anormales desarrollados en simulador, en la realimentación de la experiencia operativa, en el



modelado de la planta con técnicas probabilísticas, en la identificación de situaciones anormales no contempladas específicamente, en los procedimientos operativos, etc. Esto da lugar a la implementación de nuevos procedimientos operativos o a mejoras de los existentes.

### 6.3.1.2 Actualización de la organización

La organización de las instalaciones nucleares evoluciona adaptándose a las sucesivas etapas que las mismas atraviesan, a fin de mejorar la respuesta a los requerimientos de cada etapa.

En el caso de la CNA-I, la necesidad de actualizar y mejorar la central llevó a algunos cambios de organización entre los que se mencionan:

- La formación de un grupo de robótica para tareas de mantenimiento especiales en zonas de difícil acceso y con altos campos de radiación, teniendo en cuenta el principio ALARA.
- La formación de un grupo para realizar el análisis probabilístico de seguridad (ver Sección 6.2.1.6.)
- El fortalecimiento del sector ingeniería de planta para implementar el plan de mejoras y mantenimiento (*backfitting* - ver Secciones 6.2.1.4. y 6.2.1.5)
- La transformación del área de capacitación y re-entrenamiento con la finalidad de cumplir con las exigencias crecientes de conocimiento y competencia del personal (ver Secciones 11.7, 11.7.1 y 11.7.2).
- Mejoras al sector de Garantía de Calidad

La organización original de la CNE no ha requerido tantos cambios. Aún así se debe mencionar el fortalecimiento del sector de ingeniería de planta y la constitución de un grupo para la operación del Sistema de Almacenamiento en Seco de Combustibles Irradiados. En el primer caso, el mejoramiento de la organización permitió la actualización de los procedimientos de inspección y mantenimiento aprovechando la experiencia adquirida en simulador.

### 6.3.1.3 Actividades de inspección de componentes

Estas actividades incluyen el seguimiento de componentes del reactor a fin de detectar alteraciones de las propiedades de los materiales, tales como envejecimiento, desgaste, fragilización, fatiga y formación de defectos. Estas alteraciones pueden tener su origen, por ejemplo, en los siguientes procesos: tensiones, ciclos térmicos, temperatura, radiación, absorción de hidrógeno, corrosión, vibraciones y fricción.

Las actividades alcanzan todos los sistemas y componentes del área nuclear y convencional que, de acuerdo a la normativa de aplicación y a la experiencia operativa, se consideran críticos para la seguridad y disponibilidad de la instalación.

Las normas y códigos aplicables son:

- La licencia de operación de la central.
- La Sección XI, División 1 del Código ASME.
- "In Service Inspection of Nuclear Power Plants", 50-P-2 del OIEA.

Las actividades se ejecutan principalmente en las paradas programadas de ambas instalaciones y en aquellas paradas que demandan varios días hasta la nueva puesta en servicio. Hasta la fecha no se han detectado anomalías dignas de mención.

#### 6.3.1.4 Plan de pruebas repetitivas

Ambas instalaciones cuentan con un plan de pruebas repetitivas como parte de su programa de vigilancia, mediante el cual se verifica periódicamente la plena disponibilidad de los sistemas de seguridad y de los de mitigación de accidentes.

El plan está contenido en el Manual de Pruebas Reptitivas, en el que se describen los procedimientos para su ejecución, los cálculos que lo sustentan, la documentación asociada, etc. Cabe mencionar que la realización de las pruebas repetitivas en tiempo y forma es mandatoria.

#### 6.3.2 MEJORAS A LA INSTALACION

Además de las mejoras que responden a las actividades de ejecución continua tratadas precedentemente, se llevan a cabo numerosas modificaciones que contribuyen adicionalmente a mejorar la seguridad. A continuación se mencionan algunas de ellas:

##### *En la Central Nuclear Atucha I*

- a) Instalación de válvulas de aislación en la línea auxiliar de rociado del presurizador.
- b) Mejoras al Sistema Eléctrico.
  - Colocación de barreras contra fuego entre los grupos generadores diesel.
  - Colocación de bateas colectoras de líquidos inflamables.
  - Reemplazo de tapas rejilla por tapas ciegas para la protección de los cables contra el fuego.
  - Reemplazo de las puertas de la sala de control por otras capaces de soportar el fuego durante 120 minutos.
  - Cierre de la comunicación entre el recinto de los generadores diesel y la planta de tratamiento de hidrógeno mediante nuevos cuerpos sólidos.
  - Barreras para retardar la propagación de fuego en el recinto de barras de media tensión (6,6 kV) y en el recinto de baterías.

Cuando se finalice el análisis de riesgos vinculados a incendios se implementarán nuevas mejoras (ver Sección 19.6.1).

*En la Central Nuclear Embalse*

- a) Recambio de 153 sensores de flujo neutrónico por otros de nuevo diseño.
- b) Modificación de las placas divisorias de las calotas de los generadores de vapor.

Además, se están analizando ciertos aspectos específicos de seguridad tales como:

Comportamiento del hidrógeno en la contención, reactividad por vacío en los accidentes con pérdida de refrigerante, protección contra incendios (incluida en el programa de evaluación probabilística de seguridad de la CNE - ver Sección 19.6.1) y falla de los tubos de presión con pérdida del moderador.

#### **6.4 OPINION DEL ORGANO REGULADOR CON RESPECTO A LA CONTINUIDAD DE LA OPERACION DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES**

La CNA-I y la CNE cumplen con las normas regulatorias relativas al diseño y la operación, motivo por el cual cuentan con la correspondiente licencia de operación. En el caso de la CNA-I, el Organismo Regulador condicionó la vigencia de la licencia de operación a la concreción de algunas mejoras que fueron detalladas y cuya ejecución está en curso.

#### **6.5 ASPECTOS FINANCIEROS**

Las mejoras a la seguridad mencionadas requieren de recursos financieros para la adquisición de suministros y servicios, nacionales o extranjeros. Las fuentes de esos recursos son las siguientes:

- Fondos propios provenientes de la venta de energía eléctrica.
- Créditos otorgados por un grupo de entidades bancarias.

Estos últimos están expresamente destinados a suministros y servicios para las mejoras de la CNA-I, en especial al programa de actualización y mejoras.

#### **6.6 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

Las consideraciones precedentes evidencian que desde el inicio de las actividades nucleares en el país, periódicamente se llevan a cabo minuciosas evaluaciones de seguridad y mejoras en las instalaciones. En consecuencia, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 6 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 7

## MARCO LEGISLATIVO Y REGLAMENTARIO

### 7.1 MARCO LEGISLATIVO NACIONAL

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

Posteriormente, diversas normas legales fueron precisando la competencia de la Comisión Nacional de Energía Atómica como Organismo Regulador en materia de seguridad radiológica y nuclear, particularmente en todo aquello que se refiere a la protección de los individuos y del 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.

El Decreto-Ley aludido también establecía la competencia de la Comisión Nacional de Energía Atómica para dictar los reglamentos necesarios para el control permanente de las actividades relacionadas con sustancias radiactivas y proveer lo necesario para controlar la existencia, comercialización y uso de los materiales vinculados con la utilización de la energía atómica para fines pacíficos.

Por otra parte, el Decreto N° 842/58 aprueba y pone en vigencia el Reglamento para el Uso de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes, que tiene por objeto regular la utilización y aplicación de las sustancias radiactivas y las radiaciones provenientes de las mismas o de reacciones y transmutaciones nucleares, dejando en claro que la Comisión Nacional de Energía Atómica fiscalizará la aplicación de este Reglamento y sancionará los casos de violación del mismo. El uso de generadores de rayos x quedó excluido de la competencia de la Comisión Nacional de Energía Atómica, siendo de incumbencia exclusiva del Ministerio de Salud.

El creciente desarrollo de la actividad nuclear en el país llevó a la necesidad de fortalecer la independencia funcional del Organismo Regulador 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, en forma independiente de los promotores y usuarios.

Sobre la base de dichas consideraciones el Poder Ejecutivo Nacional, facultado por la Ley N° 23696 y por el Artículo 99° inciso 1° de la Constitución Nacional, creó el Ente Nacional Regulador Nuclear mediante el Decreto N° 1540/94.

A partir de ese decreto el Ente Nacional Regulador Nuclear fue el Organismo Regulador en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física, con jurisdicción en todo el territorio nacional, ejerciendo todas las funciones de fiscalización y regulación de la actividad nuclear que hasta ese momento estaban a cargo de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

En el año 1997 se promulga la Ley N° 24804 o Ley Nacional de la Actividad Nuclear (ver Anexo 2) y en virtud de su Artículo 7° se crea la Autoridad Regulatoria Nuclear. Dicha autoridad tiene a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física debiendo, además, asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en las materias de su competencia.

La Autoridad Regulatoria Nuclear, que actúa como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, tiene plena capacidad jurídica para actuar en los ámbitos del derecho público y privado y es la sucesora de la rama regulatoria de la Comisión Nacional de Energía Atómica y del Ente Nacional Regulador Nuclear.

## **7.2 MARCO NORMATIVO**

### **7.2.1 INTRODUCCION**

La Ley N° 24804 otorga al Organismo Regulador la facultad de dictar y poner en vigencia las normas para regular y fiscalizar las actividades nucleares, de aplicación obligatoria en todo el territorio nacional.

Inicialmente esa atribución estuvo asignada a la Comisión Nacional de Energía Atómica, organismo del estado que con tal propósito creó la Gerencia Asuntos Regulatorios de Seguridad Radiológica y Nuclear. Mediante el Decreto N° 1540/94 se creó el Ente Nacional Regulador Nuclear. Dicho organismo estuvo constituido con el personal que pertenecía a la gerencia mencionada y actuó como un organismo autárquico hasta que, en 1997 a través de la Ley N° 24804, se crea la Autoridad Regulatoria Nuclear con las atribuciones y funciones prescriptas por esa ley.

Las primeras normas regulatorias relativas al licenciamiento de instalaciones nucleares comenzaron a generarse hace aproximadamente 20 años y fueron conocidas como "Normas CALIN" (acrónimo de Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares", órgano que por esa época pertenecía a la rama regulatoria de la Comisión Nacional de Energía Atómica). Con el transcurso del tiempo se conformó un sistema normativo que abarca la seguridad radiológica y nuclear, las salvaguardias de los materiales nucleares y la protección física. El sistema, conocido como "Normas AR" (donde AR es la

abreviatura de Autoridad Regulatoria), consta actualmente de 51 normas de las cuales 28 tienen que ver (directa o indirectamente) con el licenciamiento de centrales nucleares en cada una de sus etapas: diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio (ver Anexo 1). En la Tabla 1 se presentan los códigos y títulos de las 28 normas aludidas.

*Tabla 1 - Normas de la AR referentes al licenciamiento de centrales nucleares*

| <b>Código AR</b> | <b>Nombre</b>   |
|------------------|---|
| 0.0.1            | Licenciamiento de instalaciones relevantes  |
| 0.11.1           | Condiciones para la obtención de autorizaciones específicas del personal de instalaciones relevantes                    |
| 0.11.2           | Requerimientos de aptitud psicofísica para autorizaciones específicas   |
| 3.1.1            | Exposición ocupacional en centrales nucleares   |
| 3.1.2            | Limitación de efluentes radiactivos   |
| 3.1.3            | Criterios radiológicos relativos a accidentes en centrales nucleares  |
| 3.2.1            | Criterios generales de seguridad en el diseño   |
| 3.2.3            | Seguridad contra incendios  |
| 3.3.1            | Núcleo del reactor  |
| 3.3.2            | Sistemas de remoción de calor   |
| 3.3.3            | Circuito primario de presión  |
| 3.3.4            | Comportamiento del combustible en el reactor  |
| 3.4.1            | Sistemas de protección e instrumentación relacionados con la seguridad  |
| 3.4.2            | Sistemas de extinción   |
| 3.4.3            | Sistemas de confinamiento   |
| 3.5.1            | Alimentación eléctrica esencial   |
| 3.6.1            | Sistema de calidad  |
| 3.7.1            | Documentación a ser presentada a la autoridad licenciante hasta la puesta en operación comercial de una central nuclear |
| 3.8.1            | Puesta en marcha pre-nuclear  |
| 3.8.2            | Puesta en marcha nuclear  |
| 3.9.1            | Criterios generales de seguridad en operación   |
| 3.9.2            | Comunicación de eventos relevantes  |
| 3.10.1           | Protección contra terremotos  |
| 3.17.1           | Desmantelamiento de centrales nucleares   |
| 10.1.1           | Norma básica de seguridad radiológica   |
| 10.13.1          | Norma básica de protección física de materiales e instalaciones nucleares   |
| 10.14.1          | Garantías de no desviación de materiales nucleares y de materiales, instalaciones y equipos de interés nuclear          |
| 10.16.1          | Transporte de materiales radiactivos  |

## 7.2.2 CONCEPTOS BASICOS

Las normas regulatorias argentinas se fundamentan en un conjunto de conceptos básicos que son parte de la filosofía basada en el enfoque de performance que sustenta el sistema regulatorio en materia de seguridad radiológica y nuclear.

Las fuentes de información utilizadas por el Organismo Regulador con respecto al riesgo, tienen su origen en estudios de confiabilidad, análisis probabilísticos de seguridad y evaluaciones de riesgos asociados a la operación. El análisis probabilístico de seguridad específico de una planta es la herramienta más importante desde el punto de vista de la seguridad, dado que garantiza una mayor efectividad regulatoria y llevar a cabo inspecciones más eficientes. Como se ha expresado, el sistema regulatorio se estableció sobre la base de un enfoque de performance.

Estos conceptos relativos a la seguridad radiológica y nuclear se desarrollan en las siguientes secciones.

#### **7.2.2.1 Aspectos determinísticos y probabilísticos de las normas regulatorias**

La seguridad radiológica y nuclear de las instalaciones es concebible mediante dos enfoques: uno determinístico y otro probabilístico. El enfoque determinístico considera que una instalación es segura cuando su diseño, construcción y operación son tales que pueden enfrentar con éxito cualquiera de los eventos de un conjunto de sucesos accidentales postulados, excluyéndose por lo tanto la ocurrencia de accidentes no previstos.

En el enfoque probabilístico, en cambio, todo tipo de accidente puede ocurrir con una dada probabilidad admitiéndose, en contraposición con el enfoque determinístico, la eventualidad de una situación accidental no prevista.

Ambos enfoques son complementarios y la tendencia moderna en seguridad radiológica y nuclear es utilizarlos conjuntamente de manera balanceada. En este sentido el Organismo Regulador es pionero en el ámbito internacional en el empleo en conjunto de ambos enfoques, dado que desde hace dos décadas adoptó un criterio probabilístico de aceptación manteniendo algunos requerimientos determinísticos.

#### **7.2.2.2 Criterios básicos de seguridad radiológica y nuclear**

Los criterios básicos en que se apoya la seguridad radiológica y nuclear se aplican desde hace muchos años y son consistentes con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP - principalmente en sus publicaciones N°26 y N° 60) (ver sección 5.1).

Por otra parte, el Organismo Regulador ha contribuido a formular recomendaciones emitidas por organismos internacionales (tales como el OIEA y la ICRP, por lo que es habitual encontrar en sus propias normas conceptos de seguridad radiológica y nuclear contenidos en tales recomendaciones.

### **7.2.2.3 Emergencias radiológicas**

En el caso de emergencias radiológicas el Organismo Regulador aplica criterios consistentes con las recomendaciones formuladas por la ICRP en sus publicaciones N<sup>os</sup> 60 y 63 (ver Sección 16.2).

### **7.2.2.4 Responsabilidad por la seguridad**

El sistema regulatorio considera que la responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear de una instalación recae por completo en la organización denominada Entidad Responsable. El mero cumplimiento de las normas regulatorias no exime a dicha entidad de la responsabilidad mencionada. Por esta razón, las normas regulatorias no son prescriptivas sino, por el contrario, de performance, es decir que establecen el cumplimiento de objetivos de seguridad; el modo de alcanzar estos objetivos se basa en el buen juicio de ingeniería, en la calificación de diseñadores, constructores y operadores y en la apropiada toma de decisiones por parte de la Entidad Responsable. Así, la Entidad Responsable debe demostrar y convencer al Organismo Regulador que la instalación es segura (ver Secciones 7.3 y 9.2).

## **7.3 SISTEMA DE LICENCIAMIENTO**

### **7.3.1 ASPECTOS GENERALES**

Un aspecto fundamental del sistema regulatorio es el enfoque adoptado para el mismo, en el que la Entidad Responsable se ocupa de las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento del reactor y es totalmente responsable por la seguridad de la instalación así como de la protección física y las salvaguardias.

Las normas regulatorias establecen que no puede iniciarse la construcción, operación y retiro de servicio de una instalación nuclear sin las licencias correspondientes, solicitadas por la Entidad Responsable y otorgadas por el Organismo Regulador. La vigencia de tales licencias está supeditada al cumplimiento de las condiciones estipuladas en las mismas y de las normas y requerimientos emitidos por el Organismo Regulador. La inobservancia de uno o más de esas normas, condiciones o requerimientos puede ser causal para que el Organismo Regulador proceda a suspender o a cancelar la vigencia de la licencia correspondiente, de acuerdo al régimen de sanciones vigente (ver Sección 7.4).

El personal de una central nuclear debe ser entrenado y calificado adecuadamente de acuerdo a sus funciones en la instalación. El Organismo Regulador requiere además que el personal asignado a tareas relacionadas con la seguridad esté licenciado.



## 7.3.2 PROCESO DE LICENCIAMIENTO

### 7.3.2.1 Licenciamiento de centrales nucleares

El sistema regulatorio contempla licencias para la construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de una central nuclear. Tales licencias establecen las condiciones a las que debe ajustarse la Entidad Responsable en cada una de las etapas.

La licencia de construcción se otorga una vez que se han satisfecho los requerimientos y normas aplicables al emplazamiento, al diseño básico y a la seguridad en las condiciones de operación. Es un documento por el que el Organismo Regulador autoriza la construcción de la instalación nuclear en las condiciones estipuladas, las que deben ser cumplidas por la Entidad Responsable.

La normativa de aplicación, consistente con las recomendaciones internacionales en la materia, establece los criterios de seguridad que deben observarse en el diseño de la instalación y define el cronograma y tipo de documentación mandatoria que acompañará a la solicitud de la licencia de construcción (Norma AR 3.7.1). En particular, las centrales nucleares argentinas deben cumplir los criterios radiológicos relativos a accidentes (Norma AR 3.1.3).

Una vez que la Entidad Responsable solicita la licencia de construcción se inicia una interacción continua entre el constructor u operador de la futura instalación y el Organismo Regulador. Es un proceso iterativo cuya complejidad se corresponde con la magnitud de las demandas involucradas. Cabe destacar que la capacidad de la Entidad Responsable para ejercer sus responsabilidades se evalúa desde la etapa de construcción.

Antes de la promulgación de la Ley N° 24804, el Organismo Regulador permitía la puesta en marcha una vez que habían sido satisfechos los requerimientos pertinentes, mediante la emisión de una autorización específica. Actualmente, la ley mencionada establece que el Organismo Regulador debe emitir una licencia de puesta en marcha.

La licencia de puesta en marcha establece las condiciones para la carga del combustible nuclear y el moderador, la operación a potencia creciente hasta llegar a la nominal, así como las verificaciones y pruebas de los componentes, equipos y sistemas para determinar si cumplen con lo establecido en las bases del diseño original. A tal efecto, la Entidad Responsable debe designar un Comité *ad-hoc* de Puesta en Marcha conformado por especialistas de reconocida capacidad, quienes continuamente evaluarán la ejecución del programa de puesta en marcha y recomendarán la prosecución del mismo si corresponde (ver normas AR 3.7.1, AR 3.8.1 y AR 3.8.2).

La licencia de operación se otorga cuando el Organismo Regulador concluye que se cumplen las condiciones, normas y requisitos específicos aplicables a la instalación nuclear en cuestión. Dicha conclusión surge como resultado del análisis de la documentación y los estudios minuciosos presentados, de los informes de las inspecciones durante la construcción y la puesta en marcha, así como de las recomendaciones del Comité *ad-hoc* de Puesta en Marcha.

La licencia de operación es un documento por el cual el Organismo Regulador autoriza la explotación comercial de la instalación nuclear bajo las condiciones estipuladas, las que deben ser cumplidas en su totalidad por parte de la Entidad Responsable (Norma AR 3.9.1). El incumplimiento de cualquiera de los requerimientos impuestos en la licencia sin la correspondiente autorización del Organismo Regulador, conduciría a la aplicación de sanciones que podrían llegar a la suspensión o revocación de la licencia de operación (ver Sección 7.4).

Al cabo de su vida útil y a solicitud de la Entidad Responsable, el Organismo Regulador autoriza el cese de la explotación comercial de las instalaciones nucleares y otorga una licencia de retiro de servicio. En este documento se establecen las condiciones para el desmantelamiento seguro de la central nuclear, siendo la Entidad Responsable quien planifica y provee los medios necesarios para su cumplimiento.

Las evaluaciones previas al otorgamiento de la licencia a una instalación nuclear incluyen, principalmente, aspectos de garantía de calidad, procedimientos de construcción, procedimientos de operación, previsiones para inspecciones en servicio, etc. Además, se exige la elaboración de planes de emergencia en coordinación con los organismos nacionales, provinciales y municipales pertinentes (ver Secciones 16.1 y 16.5).

### **7.3.2.2 Licenciamiento del personal de centrales nucleares**

Las normas AR 0.11.1 y AR 0.11.2, establecen los criterios y procedimientos para el otorgamiento de licencias individuales y autorizaciones específicas al personal destinado a ejercer funciones licenciables en instalaciones nucleares. Además establecen los términos y las condiciones según los cuales el Organismo Regulador, previo análisis e informe de sus consejos asesores, otorgará dichas licencias y autorizaciones.

Se otorgan dos tipos de documentos conceptualmente diferentes, que implican certificaciones:

- La licencia individual: es un certificado de carácter permanente que reconoce la capacidad técnico-científica necesaria para que una persona ejerza una determinada función dentro del organigrama de operación de un determinado tipo de instalación nuclear. La licencia individual es una condición necesaria pero no suficiente para ocupar un puesto licenciable en una instalación nuclear.

- La autorización específica; habilita a una persona licenciada a ejercer dicha función en una instalación nuclear particular. Tiene una validez máxima de dos años y puede ser renovada.

Toda vez que la Entidad Responsable necesita una licencia o autorización específica para su personal, debe solicitarla al Organismo Regulador remitiéndole la documentación necesaria. El Consejo Asesor en el Licenciamiento de Personal de Instalaciones Relevantes (CALPIR), que asesora en la materia al Directorio del Organismo Regulador, evalúa los antecedentes de cada solicitante y recomienda el otorgamiento del certificado o, en caso contrario, elabora un requerimiento a la Entidad Responsable relativo al entrenamiento del solicitante a fin de cumplimentar los requisitos necesarios para su capacitación.

Las personas que requieran obtener una licencia o autorización específica o que deban renovar esta última, deben cumplir requisitos referidos a la capacitación, experiencia laboral, entrenamiento, re-entrenamiento y aptitud psicofísica, que dependerán de la instalación y del nivel de la función. Estos requisitos se pueden resumir como sigue:

#### *PARA OBTENER UNA LICENCIA INDIVIDUAL:*

*Requisitos de capacitación básica:* un nivel de educación (secundaria, terciaria o de post-grado) apto para permitir el acceso a etapas superiores de capacitación, sobre la base de la capacidad técnico-científica requerida para el tipo de tarea y el nivel de la función.

*Requisitos de capacitación especializada:* los conocimientos técnico-científicos en el campo nuclear necesarios para el adecuado desempeño de una determinada función licenciada. La capacitación especializada debe responder a programas que cuenten con la conformidad del Organismo Regulador y a la aprobación de exámenes supervisados por dicho organismo.

*Requisitos de experiencia laboral:* la que pueda ser de relevancia para el correcto desempeño de la función.

#### *PARA OBTENER O RENOVAR UNA AUTORIZACIÓN ESPECÍFICA:*

*Se requiere* una licencia apropiada para la función.

*Requisitos de capacitación específica:* conocimientos de seguridad radiológica, de las características y funcionamiento de la instalación, de las responsabilidades del cargo a licenciar y de la documentación mandatoria. La extensión y profundidad de los conocimientos del postulante deben ser tales que contribuyan a la operación segura de la instalación. La capacitación específica se obtiene mediante la asistencia a cursos cuyos programas cuenten con la conformidad del Organismo Regulador y la aprobación de exámenes supervisados por dicho organismo.

*Requisitos de entrenamiento en la función:* haberse desempeñado en la función para la cual se solicita la autorización, en la misma instalación u otra similar, bajo la supervisión de personal licenciado.

*Requisitos de re-entrenamiento:* realizar cursos y someterse a evaluaciones periódicas, preparados por personal de operación licenciado de una instalación nuclear, con el objeto de actualizar conocimientos y desarrollar aptitudes para encarar las situaciones anormales que puedan producirse.

*Requisitos de aptitud psicofísica:* las condiciones psicofísicas del postulante deben ser compatibles con el perfil psicofísico necesario para desempeñar correctamente una función licenciable determinada.

### 7.3.3 INSPECCIONES Y AUDITORIAS REGULATORIAS

Desde los comienzos de las actividades nucleares en el país y con el propósito de verificar que las instalaciones nucleares satisfacen las normas, licencias y requerimientos vigentes, el Organismo Regulador llevó a cabo evaluaciones y múltiples y diversas inspecciones y auditorías regulatorias, con la frecuencia que consideró necesaria.

La Ley N° 24804 o "Ley Nacional de la Actividad Nuclear" faculta al Organismo Regulador a continuar efectuando tales inspecciones y evaluaciones regulatorias, las que lleva a cabo su personal de la siguiente manera:

- *Inspecciones rutinarias:* las llevan a cabo esencialmente los inspectores residentes y otros inspectores del Organismo Regulador. Tienen por objetivo verificar que la Entidad Responsable cumple con los límites y condiciones de establecidos en la licencia de operación (ver Sección 14.2.1.1).
- *Inspecciones especiales:* las efectúan especialistas del Organismo Regulador en diversos temas (dosimetría, instrumentación y control, termohidráulica, etc.) en coordinación con los inspectores residentes. Se llevan a cabo en circunstancias especiales o debido a la ocurrencia de determinados sucesos en la instalación. Tienen objetivos diversos como, por ejemplo, fiscalizar las tareas de mantenimiento preventivo durante las paradas programadas (ver Sección 14.2.1.2).
- *Evaluaciones de seguridad:* las lleva a cabo personal del Organismo Regulador y consisten en el análisis de los datos surgidos de las inspecciones u otras fuentes. Por ejemplo, evaluaciones de seguridad radiológica de determinadas prácticas en la central para detectar sus eventuales debilidades e identificar posibles medidas para reducir las dosis del personal (ver Sección 14.2.1.4).
- *Auditorías regulatorias:* se desarrollan de acuerdo a procedimientos escritos y se programan para analizar aspectos organizativos, operativos y de procesos, relacionados con la seguridad radiológica y nuclear (ver Sección 14.2.1.3).

### 7.3.3.1 Inspecciones basadas en la evaluación probabilística de seguridad

Las inspecciones rutinarias y especiales se basan en los resultados de la evaluación probabilística de seguridad de tal modo de poder prestar especial atención a las debilidades de la planta o a los principales contribuyentes al riesgo. Un esfuerzo importante en las inspecciones rutinarias se invierte en el monitoreo de los parámetros relacionados con la seguridad (particularmente en el seguimiento del programa de vigilancia aplicado a los sistemas y componentes), mientras que las inspecciones especiales se enfocan a evaluar las modificaciones de diseño implementadas con el objeto de mejorar los niveles de seguridad de la central nuclear (cuya decisión surge de una evaluación de riesgos de la planta). La prioridad de las inspecciones se establece sobre la base de los resultados de la evaluación probabilística de seguridad, teniendo en cuenta tanto los aspectos cualitativos como los cuantitativos.

El equipo de una inspección regulatoria debe tener una base consistente que le permita determinar los aspectos importantes para la seguridad de la planta, considerando los efectos combinados de las características de diseño y las prácticas de operación, la probable ocurrencia de cada evento y sus consecuencias. En el caso de la mejora y actualización de la planta (*backfitting*), es necesario evaluar la importancia relativa de cada aspecto y determinar sus prioridades de mejora.

Los inspectores residentes en la central nuclear tienen una formación de base que incluye el estudio de las técnicas de evaluación probabilística de seguridad. Los resultados de las evaluaciones de seguridad que comprenden aspectos asociados con los riesgos en la operación de la planta se discuten con los inspectores residentes para establecer las acciones del seguimiento regulatorio y también con propósitos de entrenamiento. En algunos casos, los aspectos resultantes del análisis probabilístico de seguridad que tienen un impacto significativo en la seguridad se incorporan a los procedimientos de inspección que siguen los inspectores residentes.

### 7.3.4 ACCIONES REGULATORIAS

Las acciones regulatorias que puede tomar el Organismo Regulador con relación a una instalación particular se originan principalmente en:

- Los resultados de las inspecciones y evaluaciones regulatorias llevadas a cabo en la instalación
- El conocimiento de eventos anormales ocurridos en la instalación o en una instalación similar
- Los resultados de evaluaciones técnicas realizadas por el Organismo Regulador

En tales casos el Organismo Regulador remite un documento regulatorio a la Entidad Responsable que toma la forma de un requerimiento, una recomendación o un pedido de información adicional, de acuerdo al caso que se trate; en el mismo insta a la Entidad Responsable a efectuar las acciones correctivas requeridas en un plazo determinado. Dichos documentos tienen los siguientes alcances:

- *Requerimiento*: es una exigencia regulatoria que debe ser cumplida por la Entidad Responsable tal como se la solicita.
- *Recomendación*: es una exigencia que difiere de un requerimiento en que la Entidad Responsable cuenta con cierta flexibilidad para cumplirla a través de soluciones alternativas (por ejemplo de ingeniería) que aseguren, como mínimo, el mismo resultado requerido por la recomendación. Dichas soluciones alternativas deben ser propuestas al Organismo Regulador para su evaluación.
- *Pedido de información adicional*: es una exigencia regulatoria por la que se solicita un mayor grado de detalle de la documentación suministrada, por ejemplo, la justificación de una aseveración, la demostración del resultado de un cálculo o bien documentación adicional.

Como ya fue mencionado, la vigencia de una licencia está supeditada al cumplimiento de las condiciones estipuladas en la misma, de las normas y otros documentos emitidos por el Organismo Regulador; la inobservancia de uno o más de estos requisitos, puede ser causal para que el Organismo Regulador suspenda o revoque la licencia que se trate.

#### **7.4 REGIMEN DE SANCIONES**

La Ley 24804 otorga al Organismo Regulador la facultad de aplicar sanciones y suspender o cancelar la validez de las licencias de construcción, puesta en marcha o retiro de servicio, en los casos de incumplimiento de las normas, licencias o cualquier otro requisito regulatorio.

Las sanciones, ordenadas de acuerdo a su severidad, son: apercibimiento, multa (en proporción a la gravedad de la falta y al daño real o potencial), suspensión de la licencia o autorización individual o eventualmente su cancelación.

El Organismo Regulador apela al consenso y la convicción cuando impone una exigencia a la Entidad Responsable. Es filosofía del Organismo Regulador considerar que la aplicación de una sanción no es una acción regulatoria rutinaria sino que es la última medida a adoptar en una situación de conflicto.

## **7.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

En el país se ha establecido y se mantiene una estructura legislativa y reglamentaria que rige la seguridad de las instalaciones nucleares. Tal estructura provee:

- Un apropiado conjunto de normas aplicable en materia de seguridad.
- Un sistema de otorgamiento de licencias.
- Un sistema de inspección y evaluación para verificar el cumplimiento de las normas y requerimientos.
- Un régimen de sanciones para el caso de incumplimiento de las licencias, normas o u otros requerimientos.

En consecuencia, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 7 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 8

## ORGANO REGULADOR

### 8.1 FUNCIONES Y COMPETENCIA DEL ORGANO REGULADOR

Desde la operación inicial del primer reactor de investigación en 1958, el país ha experimentado un desarrollo nuclear sostenido que requirió la calificación de especialistas en diferentes áreas. Con tal objeto en los primeros años fue necesario capacitar a los profesionales en el extranjero pero en poco tiempo el país estuvo en condiciones de satisfacer sus propias necesidades. Posteriormente, la Comisión Nacional de Energía Atómica había alcanzado un nivel de desarrollo razonable en el ámbito nuclear y una adecuada capacidad técnico-científica, como para encarar el desarrollo de cada una de las etapas del ciclo combustible incluyendo los aspectos de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.

Desde su creación el Organo Regulador aplica la misma política en el sentido de contar con recursos humanos calificados y entrenados para llevar a cabo las tareas asociadas con el accionar regulatorio. Dispone además de los equipos y laboratorios que le permiten, a través de las evaluaciones correspondientes, una estimación cuantitativa de las condiciones biológicas y ambientales y la seguridad de las instalaciones involucradas.

La Ley N° 24804 o "Ley Nacional de la Actividad Nuclear", establece que la Autoridad Regulatoria Nuclear tendrá a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a seguridad radiológica y nuclear, protección física y salvaguardias. Asimismo dispone que la Autoridad Regulatoria Nuclear gozará de autarquía y tendrá plena capacidad jurídica para actuar en los ámbitos del derecho público y privado. En cuanto a sus recursos, establece que los mismos se integrarán con tasas regulatorias y aportes del Estado Nacional.

El Artículo 16° de la mencionada ley establece las funciones y responsabilidades del Organo Regulador, al que faculta para dictar las normas regulatorias en seguridad radiológica y nuclear, protección física y salvaguardias. El mismo artículo le asigna también una serie de funciones referidas a las instalaciones nucleares, ya mencionadas en la Sección 7.1 de este informe.

El Artículo 16° de la Ley 24.804 establece asimismo un procedimiento de consulta con la Entidad Responsable de las instalaciones nucleares, toda vez que se propongan nuevas normas regulatorias o se modifiquen las existentes.



La Ley N° 24.804 le otorga al Organismo Regulador la competencia legal necesaria para establecer, desarrollar y aplicar normas regulatorias a todas las actividades nucleares realizadas en el país. Con el objeto de garantizar un nivel de control apropiado, dicha competencia legal se complementa con una adecuada competencia técnica. Es decir, el Organismo Regulador tiene la capacidad de evaluar por sí mismo el diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de las centrales nucleares.

Por este motivo, desde el inicio de las actividades regulatorias en el país se consideró imperativo disponer de personal calificado, a tal punto que su nivel de conocimientos y experiencia le permita al Organismo Regulador contar con criterio propio e independiente en todos los aspectos de seguridad radiológica y nuclear.

Además, el Organismo Regulador está facultado para contratar especialistas que puedan asesorar en aspectos específicamente vinculados al cumplimiento de sus funciones.

Por ello, la estrategia global del sistema regulatorio argentino se concentra en los siguientes aspectos básicos:

- Dictado de las normas correspondientes
- Ejecución de inspecciones y auditorías regulatorias para verificar el cumplimiento de las licencias y autorizaciones otorgadas
- Ejecución independiente de estudios y análisis vinculados al licenciamiento de instalaciones nucleares
- Desarrollo de los aspectos científicos y técnicos asociados a la seguridad radiológica y nuclear
- Capacitación del personal involucrado en seguridad radiológica y nuclear, ya sea que pertenezcan al Organismo Regulador o a instalaciones que desarrollan prácticas sujetas a su control

Debería mencionarse además, que el Organismo Regulador tiene una estrategia similar en materia de protección física y salvaguardias nucleares.

## **8.2 ESTRUCTURA ORGANIZATIVA Y RECURSOS HUMANOS DEL ORGANISMO REGULADOR**

De acuerdo a lo establecido en los Artículos 17° y 18° de la Ley N° 24.804 el Organismo Regulador está dirigido y administrado por un Directorio integrado por seis miembros, uno de los cuales es el Presidente. Los miembros del Directorio son designados por el Poder Ejecutivo Nacional, dos de los cuales a propuesta de la Cámara de Senadores y la Cámara Diputados respectivamente. Deben contar con reconocidos antecedentes técnicos y profesionales en la materia y trabajar con dedicación exclusiva. Los miembros del Directorio tienen un mandato de seis años y deben renovarse por tercios cada dos años.

El Organo Regulador actúa como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación.

La organización del Organo Regulador se asienta sobre una base esencialmente matricial, donde las tareas que involucran a diferentes grupos están configuradas como proyectos o actividades para un mejor aprovechamiento de los recursos humanos y económicos. Las actividades están constituidas por tareas permanentes a través del tiempo, como por ejemplo las inspecciones regulatorias. Los proyectos tienen una duración limitada y una vez finalizados, si es el caso, sus resultados pueden integrarse a las actividades.

En la Figura 8.1 se presenta un diagrama esquemático de la estructura del Organo Regulador.



*Figura 8.1 - Estructura de la organización del Organo Regulador*

El Gerente General tiene la responsabilidad primaria de conducir las actividades ejecutivas del Organo Regulador.

La Gerencia de Asuntos Administrativos presta apoyo administrativo y contable a las tareas regulatorias del Organo Regulador.

La Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear realiza inspecciones y evaluaciones regulatorias relativas a la seguridad radiológica y nuclear. Asimismo lleva a cabo las evaluaciones técnicas asociadas al proceso de licenciamiento de centrales nucleares.

La Gerencia de Apoyo Científico y Técnico aporta el soporte técnico especializado a las inspecciones y evaluaciones regulatorias y lleva a cabo desarrollos en temas de seguridad radiológica y nuclear.

La Gerencia de Asuntos Institucionales y no Proliferación controla, desde el punto de vista regulatorio, el uso de materiales, equipos e instalaciones de interés nuclear y verifica el cumplimiento de los acuerdos internacionales relacionados con las garantías de no proliferación. Fiscaliza el cumplimiento con la reglamentación de protección física aplicable a los materiales e instalaciones nucleares y coordina las relaciones institucionales en el ámbito nacional e internacional.

La Subgerencia de Asuntos Jurídicos, la Unidad de Auditoría Interna y la Unidad de Planificación y Prospectiva asesoran al Directorio y a la Gerencia General en los aspectos jurídicos de la gestión regulatoria, en el uso de los recursos económicos de cada proyecto y en la planificación de las actividades del Organismo Regulator respectivamente.

El plantel del Organismo Regulator asciende a 215 personas de las cuales el 90% realiza tareas técnicas especializadas en el área de su competencia y el 10 % se dedica a tareas administrativas. Cabe mencionar que el 90% del personal que ocupa cargos superiores tiene una formación especializada de alrededor de 20 años, en promedio, en la realización de tareas regulatorias.

El plantel completo del Organismo Regulator se distribuye geográficamente como sigue: el 63% del personal desarrolla sus actividades en la sede central en la Ciudad de Buenos Aires y el 31% lo hace en el Centro Atómico Ezeiza. El restante 6% está constituido por cuatro inspectores residentes en las centrales nucleares y seis agentes que trabajan en el exterior. De estos últimos, dos de ellos trabajan en el Organismo Internacional de Energía Atómica y cuatro en la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares, con sede en Río de Janeiro Brasil.

## **8.2.1 RECURSOS ASIGNADOS AL CONTROL REGULATORIO DE LAS CENTRALES NUCLEARES**

### **8.2.1.1 Durante la operación**

La Tabla 8.1 muestra la distribución del esfuerzo laboral, en términos de días-hombre, invertido en 1998 por el Organismo Regulator en tareas de inspección y evaluaciones de seguridad, directamente relacionadas con la seguridad de las centrales nucleares. Estas actividades incluyen los dos inspectores residentes en cada central y los analistas, tanto los que realizan tareas en apoyo de los

inspectores como los que estudian problemas particulares de seguridad de las instalaciones.

La Tabla 8.2 presenta la distribución del esfuerzo laboral, en términos de días-hombre, invertido en 1998 por el Organo Regulador en proyectos y actividades indirectamente relacionados con la seguridad de las centrales nucleares y en proveer la infraestructura administrativa correspondiente,

*Tabla 8.1 - Recursos humanos dedicados a proyectos y actividades directamente relacionados con la seguridad de las centrales nucleares*

| <b>PROYECTOS Y ACTIVIDADES</b>                                       | <b>DIAS-HOMBRE/AÑO<br/>(1998)</b> |
|--|-----------------------------------|
| Inspecciones y evaluaciones en reactores de potencia                 | 2398                              |
| Apoyo en seguridad nuclear   | 407                               |
| Estudio de escenarios accidentales                                   | 407                               |
| Comportamiento de materiales del núcleo                              | 110                               |
| Fenomenología de accidentes  | 834                               |
| Desarrollo de modelos dispersión                                     | 363                               |
| Confiabilidad del software   | 198                               |
| Análisis probabilístico de las consecuencias de accidentes nucleares | 55                                |
| Validación simulador CNA I   | 187                               |
| Adaptación del PSAPACK   | 385                               |
| Indicadores de performance   | 99                                |
| Criterios probabilísticos de aceptación                              | 33                                |
| Confiabilidad de la alimentación eléctrica externa                   | 44                                |
| Uso regulatorio del análisis probabilístico de seguridad             | 187                               |
| Criterios de evaluación y mantenimiento                              | 110                               |
| Sistema de Información de Incidentes (IRS)                           | 154                               |
| <b>TOTAL</b>   | <b>5971</b>                       |

*Tabla 8.2 - Recursos humanos dedicados a proyectos y actividades indirectamente relacionados con la seguridad de las centrales nucleares.*

| <b>PROYECTOS Y ACTIVIDADES</b> | <b>DIAS-HOMBRE/AÑO<br/>(1998)</b> |
|--------------------------------|-----------------------------------|
| Proyectos dosimétricos         | 612                               |
| Mediciones de radiación        | 224                               |
| Estudios ambientales           | 369                               |
| Informe Nacional de Seguridad  | 682                               |
| Registro de dosis              | 253                               |
| Asuntos legales                | 39                                |
| Administración general         | 1275                              |
| <b>TOTAL</b>                   | <b>3454</b>                       |

De la información de ambas tablas surge que el Organismo Regulador dedica, directa o indirectamente, 9400 días-hombre al control regulatorio de las centrales nucleares. Asimismo surge que la relación entre este último valor y el esfuerzo correspondiente a los inspectores residentes (aproximadamente 900 horas-hombre) es uno a diez.

#### **8.2.1.2 Durante la construcción y la puesta en marcha**

Los recursos humanos utilizados por el Organismo Regulador durante la fase de construcción y puesta en marcha de la CNA-I fueron diferentes a los asignados a la CNE para las mismas etapas. Ello se debió a las circunstancias disímiles bajo las cuales se desarrollaron ambos proyectos y a la diferencia de la experiencia del Organismo Regulador en ambas ocasiones.

En el caso de la CNA-I el rol del inspector independiente autorizado (*Independent Authorized Inspector*), prescrito por el código ASME, fue desempeñado por dos entidades: el *Technischer Überwachungs Verein* (TÜV) de Baden, designado por la Sociedad *Siemens* y un grupo denominado Control e Inspección de Seguridad de Centrales Nucleares (CISIN) en representación de la Comisión Nacional de Energía Atómica. Esos grupos realizaron las verificaciones de las pruebas preliminares, recepción de materiales, pruebas de fabricación y pruebas de funcionamiento de componentes, equipos y sistemas, relacionados con la seguridad (ver Sección 14.1.1).

Para el caso de la CNE el Organismo Regulador organizó un comité especial para coordinar las tareas relacionadas con el licenciamiento de la CNE, denominado Comité Ejecutivo para el Licenciamiento de la CNE. Ese comité, que desarrolló sus actividades durante la construcción y la puesta en marcha de la central, tuvo como funciones principales analizar el informe de seguridad, el programa de puesta en marcha, el programa de garantía de calidad, realizar o solicitar la ejecución del análisis de seguridad, efectuar inspecciones y auditorías y formular requerimientos a la Entidad Responsable. Dicho comité realizó, o encomendó su ejecución a terceros, de numerosas evaluaciones de seguridad durante la construcción y la puesta en marcha de la planta. Entre ellas cabe mencionar como significativa la re-evaluación sísmica de la instalación (ver Sección 14.1.2).

#### **8.2.2 CALIFICACION DEL PERSONAL DEL ORGANISMO REGULADOR**

Como parte de su capacitación, el personal profesional del Organismo Regulador debe aprobar un Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear. Adicionalmente, aquellos profesionales asignados a inspecciones de seguridad en las centrales nucleares son entrenados en reactores de investigación, realizan prácticas en un simulador a escala completa y, finalmente, reciben un amplio y completo entrenamiento específico en las centrales nucleares de las que se ocuparán. Por otra parte, los inspectores participan periódicamente

de cursos y seminarios que organizan esas centrales nucleares para su personal y de cursos y seminarios organizados por diversos organismos nacionales e internacionales.

El mencionado Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear comenzó a dictarse en 1977 y, desde 1981, tiene una frecuencia anual y cuenta con la cooperación de la Universidad de Buenos Aires, el Ministerio de Salud Pública y el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Adicionalmente, el personal especializado del Organismo Regulador ha participado de actividades de organismos tales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), el Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA), así como de las misiones del OSART en diferentes centrales nucleares extranjeras.

### 8.3 RECURSOS FINANCIEROS

Además de una estructura eficiente y del personal adecuado, el Organismo Regulador requiere de los recursos económicos suficientes para el efectivo cumplimiento de los objetivos regulatorios. A este respecto, la Ley N° 24804 establece en su Artículo 25° que tales recursos tendrán su origen básicamente en:

- las tasas regulatoria anuales
- los aportes del Tesoro Nacional que se determinen en cada ejercicio presupuestario, y
- otros fondos, bienes o recursos, que puedan serle asignados en virtud de leyes y reglamentaciones aplicables

En el caso de las instalaciones nucleares en construcción o en operación, el Artículo 26° de la mencionada ley establece el monto de la tasa regulatoria anual como una función de la potencia nuclear nominal instalada, e indica que la misma debe abonarse anualmente hasta que finalicen las tareas de extracción del combustible irradiado del núcleo durante el retiro de servicio de la instalación.

El Organismo Regulador confecciona anualmente un proyecto de presupuesto en el que detalla las previsiones de recaudación por tasas regulatorias y fundamenta la solicitud de fondos al Tesoro Nacional. Ese proyecto se publica para hacer debidamente explícito cómo se utilizarán los fondos provenientes de las personas e instituciones obligados al pago de tasas regulatorias.

El presupuesto asignado al Organismo Regulador para el ejercicio 1998 fue de USD 18.622.065 según se detalla en la Tabla 8.3. Por su parte los Gráficos 8.1 y 8.2 muestran la distribución de los recursos y los gastos para el año 1998.

*Tabla 8.3 - Presupuesto de la Autoridad Regulatoria Nuclear para el ejercicio 1998*

| <b>Gastos e inversiones</b> | <b>Inciso</b>                               | <b>Aporte del Tesoro (USD\$)</b> | <b>Recursos propios (tasas) (USD\$)</b> | <b>Total (USD\$)</b> |
|-----------------------------|---|----------------------------------|---|----------------------|
| Gastos                      | Sueldos                                     | 10.588.770                       | 767.280                                 | 11.356.050           |
|                             | Insumos                                     | 84.000                           | 370.000                                 | 454.000              |
|                             | Servicios                                   | 884.065                          | 2.174.950                               | 3.059.015            |
|                             | Transferencias a organismos internacionales | 1.453.000                        | 189.815                                 | 1.642.815            |
|                             | Becas                                       | 0                                | 210.185                                 | 210.185              |
| Inversiones                 | Equipamiento                                | 1.900.000                        | 0                                       | 1.900.000            |

#### 8.4 RELACIONES CON OTROS ORGANISMOS

En cumplimiento de sus funciones regulatorias el Organismo Regulador mantiene una activa interacción con instituciones nacionales, gubernamentales y privadas, con el objeto de promover el intercambio de experiencia e información y fomentar la cooperación técnica. Cabe mencionar la participación de la Autoridad Regulatoria Nuclear en el Foro Ibero-Americano de Reguladores Nucleares y en la Red de Reguladores de Países con Programas Nucleares Reducidos.

Sin embargo, el Organismo Regulador es independiente de cualquier entidad dedicada al uso o la promoción de la energía nuclear en cualquiera de sus formas y, como ya se expresara, cuenta con recursos propios para el cumplimiento de su misión.

La vinculación del Organismo Regulador con una gama muy variada de instituciones nacionales y extranjeras de reconocido nivel científico, se lleva a cabo a través de convenios que establecen las reglas relativas a la cooperación que, con criterio independiente, proveen esas instituciones.

La Tabla 8.4 y 8.5 presentan un listado de los convenios celebrados con instituciones nacionales y extranjeras respectivamente, junto a sus propósitos respectivos.

### DISTRIBUCION DE LOS RECURSOS FINANCIEROS EN 1998

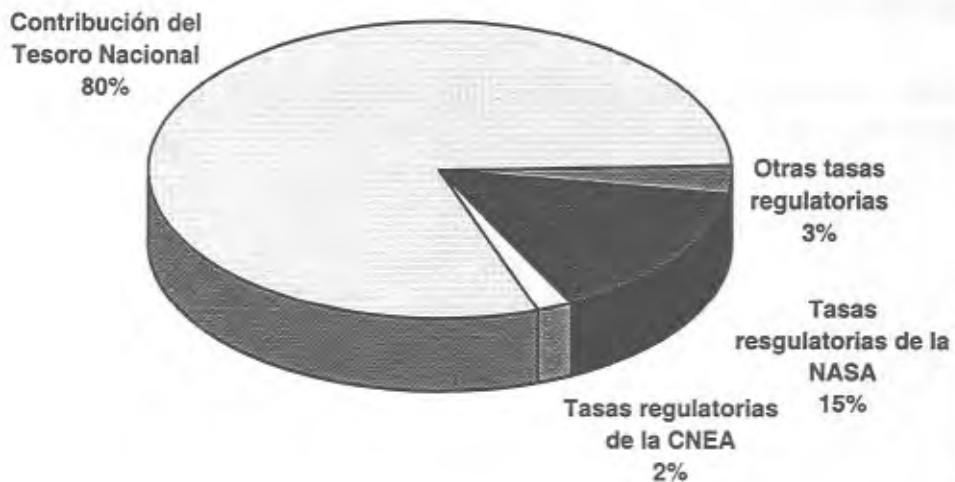


Gráfico 8.1 - Distribución de los recursos financieros

### DISTRIBUCION DE LOS GASTOS EN 1998

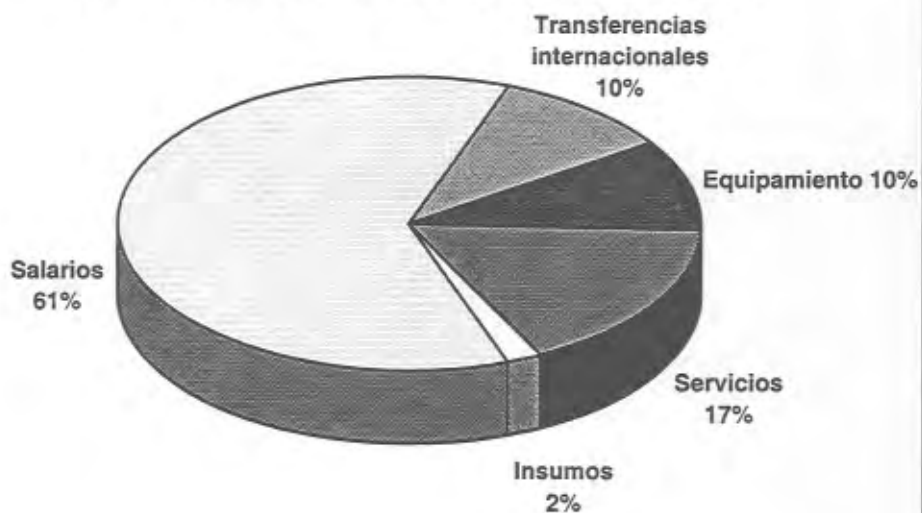


Gráfico 8.2 - Distribución de los gastos



## 8.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

En el país se ha designado un Organismo Regulador responsable del control regulatorio. Tal organismo está dotado de la autoridad, competencia y recursos humanos suficientes para ejercer sus responsabilidades con independencia de cualquier otra entidad vinculada al fomento o la utilización de la energía nuclear.

Puede concluirse que la Argentina cumple con las obligaciones que se desprenden del Artículo 8 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

Tabla 8.4 – Convenios con instituciones nacionales

| Convenio con  | Propósito  |
|---|--|
| <b>Prefectura Naval Argentina</b>   | Colaboración para la comprobación de infracciones a las normas regulatorias  |
| <b>Hospital de Clínicas</b>   | Cooperación en la asistencia a personas sobreexpuestas accidentalmente a las radiaciones ionizantes  |
| <b>Gendarmería Nacional Argentina</b>   | Estudios y asesoramiento en temas vinculados a la prevención de la comisión de actos intencionales que pudieran conducir a eventuales consecuencias radiológicas así como a la prevención de robos, hurtos o desvío sin autorización de material protegido |
| <b>INVAP S.E. - Organización dedicada a proyectos de alta tecnología</b>  | Opinión formal de la Autoridad Regulatoria Nuclear sobre la licenciabilidad de las instalaciones que INVAP S.E. está construyendo en Egipto  |
| <b>Universidad de Buenos Aires</b>  | Estudios e investigaciones de interés común<br><br>Desarrollo de un curso anual en seguridad radiológica y nuclear   |
| <b>El Ministerio de Medio Ambiente y Obras Públicas de la Provincia de Mendoza, la Municipalidad de San Rafael, Universidad Nacional de Cuyo y Comisión Nacional de Energía Atómica</b> | Ejecución de programas relacionados con el monitoreo ambiental   |
| <b>Policía Federal Argentina - Superintendencia Federal de Bomberos,</b>  | Protección contra siniestros con relación a la seguridad radiológica y nuclear   |
| <b>Universidad Nacional de Cuyo</b>   | Realización de estudios, evaluaciones, investigación y desarrollos tecnológicos en el área de la seguridad radiológica y nuclear   |
| <b>Universidad Nacional de San Juan</b>   | Cooperación de carácter científico-tecnológico. Realización de estudios e investigaciones relacionados con la confiabilidad de sistemas eléctricos   |
| <b>Asociación Civil Ciencia Hoy</b>   | Cooperación en sistemas de comunicación  |
| <b>Comisión Nacional de Energía Atómica</b>   | Optimización del uso de los recursos profesionales y materiales existentes en ambas instituciones  |
| <b>Ministerio de Salud Pública y Acción Social</b>  | Realización de un curso anual en seguridad radiológica y nuclear   |

Tabla 8.5 – Convenios con instituciones extranjeras

| Convenio con  | Propósito  |
|---|--|
| <b>Universidad de McMaster (Canadá)</b>   | Establecimiento de las condiciones a cumplir por ambas partes en relación a la donación hecha por la Universidad de un Acelerador FN Tandem a la Autoridad Regulatoria Nuclear |
| <b>Autoridad Regulatoria Nuclear (República de Armenia)</b>   | Cooperación técnica e intercambio de información en materia de regulación nuclear  |
| <b>Autoridad Regulatoria Nuclear (Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen - HSK) - (Suiza)</b>  | Intercambio de información y experiencias en aspectos regulatorios nucleares   |
| <b>Comisión Regulatoria Nuclear (Nuclear Regulatory Commission - NRC) - (EE.UU.)</b>  | Cooperación e intercambio de experiencias en la aplicación de códigos internacionales para análisis de la seguridad en reactores nucleares de potencia                         |
| <b>Consejo de Seguridad Nuclear (Council for Nuclear Safety) - (Sudáfrica)</b>  | Cooperación e intercambio de información técnica en relación con la seguridad nuclear  |
| <b>Comisión Nacional de Protección Radiológica (National Radiological Protection Board) - (Reino Unido)</b>   | Intercambio de información científica y técnica de interés mutuo en el área de la protección radiológica   |
| <b>Organo de Control de la Energía Atómica (Atomic Energy Control Board - AECB) - (Canadá)</b>  | Cooperación técnica e intercambio de información en materia de regulación nuclear.   |
| <b>Comisión Regulatoria Nuclear (Nuclear Regulatory Commission - NRC) - (EE.UU.)</b>  | Intercambio de información técnica y cooperación sobre temas regulatorios  |
| <b>Centro Nacional de Control Radiológico y Seguridad Nuclear Egipto (National Centre for Nuclear Safety and Radiation Control - NCNSRC) - (Egipto)</b> | Cooperación técnica e intercambio de información en asuntos regulatorios nucleares   |
| <b>Agencia Brasileño-Argentina para Contabilidad y Control de Materiales Nucleares - (ABACC)</b>  | Colaboración para intercambio de técnicas de salvaguardias y usos de laboratorios, equipamiento y servicios, de interés mutuo  |
| <b>Comisión Nacional de Energía Atómica de Francia (Commissariat à l'Énergie Atomique - CEA) - (Francia)</b>  | Cooperación científica y técnica en el campo de la utilización pacífica de la energía nuclear  |
| <b>Instituto de Investigación en el Área de Generación de Energía Eléctrica EE.UU (Electric Power Research Institute - EPRI) - (EE.UU.)</b>             | Áreas de confiabilidad, verificación, validación y licenciamiento de programas de la seguridad de centrales nucleares  |
| <b>Consejo Nacional de Seguridad Nuclear - (España)</b>   | Intercambio de información técnica y cooperación en el área de seguridad radiológica y nuclear   |
| <b>Comisión Europea (European Commission) - (EC)</b>  | Software a utilizarse en la evaluación de consecuencias de accidentes nucleares  |
| <b>Departamento de Energía (Department of Energy - DOE) - (USA)</b>   | Investigación y desarrollo en el área de control, contabilidad, verificación y protección física de materiales nucleares   |
| <b>Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (Institut de Protection et Sûreté Nucleaire - IPSN) - (Francia)</b>                                      | Análisis de accidentes severos   |

## ARTICULO 9

### RESPONSABILIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA

#### 9.1 ANTECEDENTES

En los inicios de la actividad nuclear en Argentina, las instalaciones no poseían la envergadura y complejidad que hicieran suponer accidentes con consecuencias radiológicas significativas concebibles. La responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear de dichas instalaciones recaía en una persona, generalmente el jefe de la instalación, quien por sí mismo, con el concurso de su personal o contratando servicios de terceros, desarrollaba todas las tareas relacionadas con la seguridad. El Organismo Regulador exigía que esa persona estuviese adecuadamente capacitada, extendiéndole al respecto una licencia o autorización que acreditaba tal capacitación. Cuando el diseño, construcción y pruebas preoperacionales de una instalación resultaban satisfactorios a juicio del Organismo Regulador, éste le otorgaba la correspondiente licencia o autorización de operación.

Si bien estos conceptos son aún esencialmente válidos para instalaciones de menor envergadura, se fueron introduciendo varias mejoras al sistema regulatorio con el transcurso de los años. Así, cuando las características de operación de las instalaciones lo hacen aconsejable, el Organismo Regulador 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 (ver Sección 7.3.2.2).

Por otra parte, en el caso de una central nuclear, el Organismo Regulador consideró que para garantizar su operación con un grado de seguridad similar a aquel con que fue concebida la instalación, no bastaba con un plantel de operación cuyo número fuera suficiente y su capacitación adecuada; obviamente, el progreso tecnológico obliga a revisar periódicamente los aspectos de diseño y operación de las instalaciones de envergadura e introducir, cuando corresponda, las modificaciones que aconseja el estado del arte en términos de seguridad. Estas consideraciones dieron origen a la figura de la Entidad Responsable.

#### 9.2 ENTIDAD RESPONSABLE Y RESPONSABLE PRIMARIO

El Organismo Regulador requiere que cada instalación nuclear esté respaldada por una organización capaz de prestar el apoyo necesario al personal de la planta en aquellas tareas inherentes a la seguridad radiológica y nuclear, como por ejemplo la revisión de procedimientos de operación, mantenimiento de sistemas de

seguridad, modificaciones técnicas a la planta, etc. Esta organización se denomina Entidad Responsable (Nucleoeléctrica Argentina S.A. - NASA - compañía a cargo de la operación de las centrales nucleares). Las normas AR 0.0.1 y AR 10.1.1 establecen sus responsabilidades, pudiendo citarse las siguientes como algunas de las más relevantes:

- La Entidad Responsable debe hacer todo lo razonable y compatible con sus posibilidades en favor de la seguridad, cumpliendo como mínimo las normas y requerimientos emitidos por el Organismo Regulador. Esa responsabilidad se extiende a las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de la central nuclear.
- El cumplimiento de las normas y procedimientos es condición necesaria pero no suficiente en lo que hace a las responsabilidades de la Entidad Responsable, quien debe hacer todo lo razonable y a la medida de sus posibilidades en favor de la seguridad. También es responsable de cumplir con las normas y requerimientos impuestos por otras autoridades competentes no vinculadas al ámbito nuclear (por ejemplo las condiciones relativas a la liberación de efluentes químicos).
- La Entidad Responsable puede tener a su cargo la operación de más de una instalación nuclear y delegar total o parcialmente la ejecución de tareas, pero mantiene plena responsabilidad sobre las mismas.
- En cada central nuclear la Entidad Responsable debe designar una persona de su organización denominada Responsable Primario a quien asignará la responsabilidad directa por la seguridad radiológica y nuclear de la instalación, así como del cumplimiento de las licencias, normas y requerimientos aplicables a la misma. En el caso de las instalaciones nucleares en operación, usualmente sus respectivos directores cumplen la función de Responsable Primario.
- La Entidad Responsable debe prestar el apoyo necesario al Responsable Primario para que pueda ejercer su función y supervisarlo para verificar que cumple satisfactoriamente con su responsabilidad respecto de la seguridad.
- La Entidad Responsable debe presentar al Organismo Regulador la documentación técnica necesaria para evaluar la seguridad de la instalación nuclear cuya licencia solicita.
- Ninguna modificación que altere el diseño, las características de operación o la documentación mandatoria contenida en la licencia de operación de una instalación nuclear, puede iniciarse sin autorización previa del Organismo Regulador.
- La Entidad Responsable y el Responsable Primario deben facilitar las inspecciones y auditorías requeridas por el Organismo Regulador.
- Todo cambio en la organización de la Entidad Responsable que pueda afectar su capacidad para afrontar sus responsabilidades, requiere la aprobación previa del Organismo Regulador.

Por otra parte, la Entidad Responsable debe asumir la responsabilidad civil que la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares (ratificada por la Ley N° 17048 del año 1966) establece para el titular de la licencia. La Ley 24804 promulgada en 1997 establece que la Entidad Responsable está obligada hasta una suma de 80 millones de dólares estadounidenses y que el Estado Nacional es responsable del resto, si fuera el caso de un accidente nuclear.

Además de las responsabilidades de la entidad operadora de una central nuclear y del Responsable Primario de la misma, el Organismo Regulador ha delimitado las responsabilidades de los trabajadores que se desempeñan en la instalación. Al respecto, la norma AR 10.1.1 establece que los trabajadores son responsables del cumplimiento de los procedimientos establecidos para asegurar su propia protección, la de los demás trabajadores y la del público. Esta condición es consistente con las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica.

### **9.3 CONTROL REGULATORIO DEL CUMPLIMIENTO DE LAS RESPONSABILIDADES DEL TITULAR DE LA LICENCIA**

Desde sus orígenes en el año 1958, el Organismo Regulador controla el cumplimiento de las normas, licencias y autorizaciones emitidas. Con el objeto de verificar que los licenciarios cumplen con sus respectivas responsabilidades, el Organismo Regulador realiza distintos tipos de controles que se detallan a continuación.

- El Organismo Regulador permanentemente posee un conocimiento actualizado del organigrama de operación. La licencia de operación establece que cualquier modificación del mismo debe ser comunicada al Organismo Regulador 30 días antes de su ejecución, requerimiento que se cumple habitualmente. Usualmente el Organismo Regulador se informa de tales modificaciones a través de las reuniones que rutinariamente mantiene con la Entidad Responsable o por intermedio de los inspectores residentes.
- La norma AR 0.11.1 establece los requisitos que debe cumplir el personal de las instalaciones nucleares para obtener una licencia individual o autorización específica, según lo detallado en la Sección 7.3.2.2.
- El procedimiento para otorgar licencias individuales y autorizaciones específicas permite al Organismo Regulador controlar la aptitud de aquellas personas que deben asumir responsabilidades relacionadas con la seguridad de la instalación. Dicha aptitud se re-evalúa cada vez que se renueva la autorización específica.
- La licencia individual puede ser suspendida o revocada por el Organismo Regulador si durante el desempeño de las funciones se comprueba que alguna de las condiciones exigidas para su otorgamiento deja de cumplirse. Igualmente, la autorización específica puede ser modificada, suspendida o revocada, de acuerdo a lo expresado en la Sección 7.4, particularmente en su último párrafo.

- El Organismo Regulador, además, permanentemente verifica el cumplimiento de las obligaciones del Responsable Primario atinentes a la seguridad de la instalación, particularmente el cumplimiento con las normas aplicables, las condiciones de la licencia de operación y todo otro requerimiento relativo a la seguridad radiológica. Esto se efectúa mediante inspecciones y auditorías regulatorias que llevan a cabo los inspectores residentes y analistas del Organismo Regulador.
- El Organismo Regulador también verifica el cumplimiento de la Entidad Responsable con sus responsabilidades primordiales en cuanto a la seguridad.
- Asimismo, el Organismo Regulador efectúa un seguimiento permanente y pormenorizado de las actas de las reuniones del Comité de Revisión Técnica y del Comité Interno Asesor de Seguridad (ver Sección 10.2.1).
- El Organismo Regulador ha establecido un régimen de sanciones a ser aplicado en casos de incumplimiento con cualquier requerimiento regulatorio, de acuerdo a lo expresado en la Sección 7.4, particularmente en su último párrafo.

#### **9.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

Lo expresado precedentemente permite concluir que el Organismo Regulador ha tomado las medidas apropiadas para que la responsabilidad primaria por la seguridad de una central nuclear recaiga sobre el titular de la licencia y garantizar que el mismo cumple con sus obligaciones al respecto.

Por lo tanto el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 9 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 10

## PRIORIDAD A LA SEGURIDAD

### 10.1 PRINCIPIOS GENERALES

Desde los albores de la actividad nuclear en la Argentina, el Estado ha considerado que debe priorizarse la seguridad de las centrales nucleares (priorización también extendida a otras instalaciones o prácticas) durante el desarrollo de las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de tales instalaciones.

Esta priorización de la seguridad radiológica y nuclear se evidencia por el hecho que tales etapas deben llevarse a cabo con arreglo a un sistema regulatorio coherente de principios, criterios y políticas de seguridad aplicados en el país desde hace décadas y recomendados por él, en ocasiones, a organismos internacionales como el OIEA e ICRP.

Dos principios que debe cumplir el sistema regulatorio son: el principio del control regulatorio y el de la responsabilidad por la seguridad.

Dos organizaciones están involucradas en el cumplimiento de los principios anteriores, el Organo regulador, en el caso del principio del control regulatorio y la Entidad Responsable, en el caso del principio de la responsabilidad por la seguridad. En virtud de ambos principios estas dos instituciones coexisten y son, a la vez, funcionalmente independientes entre sí.

El Organo Regulador establece y aplica un marco regulatorio para todas las actividades nucleares que se desarrollen en la República Argentina, con los siguientes propósitos:

- Proteger a las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.
- Velar por la seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en el país.
- Asegurar que las actividades nucleares no se desarrollen con fines no autorizados por la Ley N° 24.804 o "Ley Nacional de la Actividad Nuclear", las normas que en consecuencia se dicten, los compromisos internacionales y las políticas de no proliferación nuclear asumidas por país.
- Prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a consecuencias radiológicas severas o al desvío no autorizado de materiales nucleares u otros materiales o equipos de interés nuclear sujetos a regulación y control en virtud de lo dispuesto en la Ley N° 24.804.



Estos propósitos se compatibilizan con la estrategia global del sistema regulatorio, estrategia que (tal como se expresó en la Sección 8.1) se concentra en los siguientes aspectos básicos:

- Inspecciones y auditorías regulatorias para la verificación del cumplimiento de licencias y autorizaciones emitidas.
- Realización de estudios y evaluaciones independientes de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.
- Desarrollos científico-tecnológico en temas asociados con la seguridad radiológica y nuclear, las salvaguardias y la protección física.
- Capacitación de personal en temas de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física para aquellos miembros del plantel que son responsables por la seguridad de las prácticas sujetas a control y para aquellos que desempeñan actividades regulatorias.

En cuanto a la Entidad Responsable y desde el punto de vista de la seguridad (como lo muestra el informe "Políticas y Principios de Nucleoeléctrica Argentina S.A.", compañía a cargo de la operación de las centrales nucleares), su accionar es tal que:

- Cumple las normas y requerimientos regulatorios pertinentes y realiza, además, todo lo razonable y compatible con sus posibilidades en favor de la seguridad radiológica y nuclear de las centrales nucleares, en cuanto al diseño, la construcción, la puesta en marcha, la operación y el retiro de servicio de las mismas. Al respecto, y en relación con la operación de las centrales nucleares, la citada entidad tiene en cuenta la siguiente documentación mandatoria:
  - \* Informe de Seguridad.
  - \* Manual de Operación.
  - \* Manual de Políticas y Principios.
  - \* Manual de Mantenimiento.
  - \* Manual de Garantía de Calidad.
  - \* Procedimientos de Radioprotección (Código de Práctica).
  - \* Programa de Inspección en Servicio.
  - \* Programa de Pruebas Repetitivas.
  - \* Plan de Emergencia.
  - \* Programa de Capacitación y Entrenamiento del Personal.
  - \* Licencia de Operación.
- Mejora continuamente las prácticas de seguridad existentes.
- Asegura el cumplimiento de guías aceptadas y adoptadas por la industria nuclear, cuando es procedente su aplicación a las centrales nucleares nacionales.
- Mantiene una actitud hacia la seguridad basada en la autoevaluación de la organización, en la realimentación de la experiencia operativa, en el desarrollo

tecnológico y en la previsión temprana de posibles degradaciones de las plantas que pudieren afectar su seguridad.

- Realiza permanentemente cursos de capacitación y re-entrenamiento para el personal de planta o para el que efectúe tareas vinculadas a la seguridad.

Finalmente, cabe expresar que el sistema regulatorio cumple también con el concepto de cultura de la seguridad, cumplimiento que surge implícitamente de los criterios hasta aquí presentados relativos al Organismo Regulador y a la Entidad Responsable.

De lo expuesto, puede verse claramente que el sistema regulatorio (tanto desde el punto de vista del Organismo Regulador como de la Entidad Responsable) garantiza la priorización de la seguridad radiológica y nuclear de las centrales nucleares, en lo atinente al diseño, la construcción, la puesta en marcha, la operación y el retiro de servicio.

## 10.2 ACCIONES ESPECIFICAS

### 10.2.1 POLITICA DE SEGURIDAD

Los principios de seguridad antes descriptos se cumplen en todas las actividades relacionadas con las centrales nucleares. En particular, la prioridad de la seguridad puede percibirse en la licencia de operación y en el manual de políticas y principios de cada instalación, incluyendo el hecho de la existencia de límites y condiciones de operación sea cual fuere la central nuclear considerada.

En la licencia de operación, el Organismo Regulador establece que deben existir dos comités para asesorar a los gerentes de planta (Responsable Primario) y a las autoridades superiores de la Entidad Responsable en temas de seguridad; estos comités son:

- el Comité Interno Asesor de Seguridad y
- el Comité de Revisión Técnica.

El Comité Interno Asesor de Seguridad depende del gerente de planta y sus integrantes, que se seleccionan por su conocimiento y experiencia, pertenecen al plantel de la central (en un 60%) y a otros sectores de la Entidad Responsable (en el 40% restante). Este comité asesora al gerente de la planta sobre las acciones a seguir en situaciones tales como:

- Salidas de servicio.
- Incidentes relacionados con la seguridad.
- Modificaciones a la instalación (a los sistemas de seguridad o los relacionados con ella).
- Situaciones anormales.

- Evaluación periódica del comportamiento de la instalación.
- Evaluación periódica del programa de entrenamiento del personal.
- Plan de emergencia, etc.

El asesoramiento provisto por el Comité Interno Asesor de Seguridad consiste en análisis, conclusiones y recomendaciones que asienta en actas firmadas por sus miembros.

Por su parte, el Comité de Revisión Técnica, que es independiente de la instalación, asesora a la máxima autoridad de la Entidad Responsable acerca de la operación segura de la planta, analiza la importancia de las fallas y eventos anormales y relevantes, evalúa las modificaciones de diseño propuestas que puedan afectar los sistemas relacionados con la seguridad y, en general, trata los mismos temas que el Comité Interno Asesor de Seguridad.

El Comité de Revisión Técnica está integrado por destacados profesionales pertenecientes a esta organización, quienes son designados por sus amplios conocimientos y experiencia en la materia, y constituye el respaldo técnico de la Entidad Responsable. Sus conclusiones y recomendaciones también quedan asentados en actas.

Las actas de ambos comités revisten gran importancia para el Organismo Regulador, en razón de que tanto el Responsable Primario como la Entidad Responsable dejan constancia, escrita y de manera independiente, de sus opiniones sobre temas relacionados con la seguridad de la instalación particular considerada.

#### **10.2.2 CULTURA DE LA SEGURIDAD Y SU DESARROLLO**

Se ha expresado que tanto la Autoridad Regulatoria Nuclear como la Entidad Responsable han adherido al principio de la cultura de la seguridad, lo que puede verificarse en los criterios que sustentan el sistema regulatorio argentino.

Así y en el caso de centrales nucleares, el modo de accionar de la Entidad Responsable no sólo en cuanto a la observancia de las normas y requerimientos regulatorios pertinentes (v.g., cumplir con la documentación mandatoria) sino también en el hecho de realizar todo lo razonable y compatible con sus posibilidades en favor de la seguridad, evidencia la efectivización del aludido principio.

Asimismo, el contenido de los documentos regulatorios emitidos por el Organismo Regulador, tales como normas, requerimientos y licencias de operación, revelan, entre otros aspectos, conceptos característicos del principio de la cultura de la seguridad.

De igual manera, la participación activa de integrantes del Organismo Regulador así como de la Entidad Responsable en diversos comités y reuniones de expertos organizados

por el OIEA sobre temas referentes al desarrollo de la cultura de la seguridad, también ponen de manifiesto la importancia que se le ha dado a este concepto.

### 10.2.3 COMPROMISOS CON LA SEGURIDAD

Los compromisos con la seguridad de las centrales nucleares se evidencian en criterios de diseño o de operación que priorizan a la seguridad por sobre el rédito económico de las citadas instalaciones.

Como ejemplos concretos de tales compromisos puede citarse el hecho que el diseño de las centrales nucleares cumple con el principio de defensa en profundidad (ver Sección 18.2), o el caso de situaciones operacionales en las que se produce un apartamiento de las condiciones normales de funcionamiento y se decide, entonces, proceder a sacar de servicio a la central afectada (regla ésta que ha sido cumplida a lo largo de la vida de las centrales).

El cumplimiento de los programas de mantenimiento y de inspección en servicio, así como la observancia de las buenas prácticas de operación, también son parte del compromiso.

El compromiso con la seguridad se verifica, asimismo, en la asignación de recursos para efectuar las revisiones programadas y para mejorar y mantener los sistemas y componentes relacionados con la seguridad de las plantas. Un caso concreto lo constituye el ya mencionado programa de actualización y mejoras ("*backfitting*") en la CNA-I (ver Sección 6.2.1).

### 10.2.4 ACTITUDES GERENCIALES HACIA LA SEGURIDAD

Los temas más importantes que competen a las centrales nucleares se tratan, de manera integral, en las reuniones de los gerentes, en las cuales se establece la importancia de la seguridad y el compromiso de lograr los objetivos.

También puede mencionarse la consideración dispensada por los máximos niveles de conducción, tanto de la planta particular de que se trate como de la Entidad Responsable, a las conclusiones y recomendaciones surgidas de las reuniones del Comité Interno Asesor de Seguridad y del Comité de Revisión Técnica. En dichas reuniones, entre otras actividades, se evalúa el desempeño del personal de las centrales y sobre la base de las conclusiones del análisis efectuado, se estimula su progreso.

Deben puntualizarse las reuniones que periódicamente, y a alto nivel de conducción, se llevan a cabo entre el Organismo Regulador y la Entidad Responsable. Durante las mismas se consideran los asuntos primordiales de seguridad que surgen de inspecciones regulatorias, análisis de seguridad y otras

evaluaciones. También se analizan los aspectos de seguridad asociados a las paradas programadas y el progreso en las tareas relacionadas con el plan de mejoras y actualización en las instalaciones.

Asimismo, es de destacar que el personal de las centrales nucleares promueve el diálogo y su participación activa con personal del Organismo Regulador y viceversa.

### **10.2.5 MOTIVACION DEL PERSONAL**

La motivación del personal depende fundamentalmente de las actitudes y políticas aplicadas por los gerentes y de su consustanciación con el principio de cultura de la seguridad.

Las actitudes y políticas asumidas por el plantel gerencial en relación con el personal propenden a incentivar los medios que mantienen tal consustanciación, cuales son: la capacitación inicial, el re-entrenamiento periódico, el intercambio de experiencia (operativa, de mantenimiento, etc.), el prestigio profesional (tanto en la institución a la que se pertenece como en la comunidad nuclear nacional e internacional) y la conservación o eventual mejora de la posición laboral alcanzada (tanto en el aspecto técnico como pecuniario).

Como resultado, existe en los trabajadores una conciencia generalizada acerca de la importancia del accionar individual y colectivo, en lo que a la seguridad radiológica y nuclear se refiere.

### **10.2.6 ACTIVIDADES DE CONTROL REGULATORIO**

Una de las funciones regulatorias y de control del Organismo Regulador tiene por finalidad proteger a las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y velar por la seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en el país.

Esto sólo puede efectuarse si media una priorización de la seguridad durante el control regulatorio, priorización que puede constatarse efectivamente al tener en cuenta que el accionar regulatorio en el país se lleva a cabo con arreglo a los siguientes aspectos:

- Independencia en el juicio técnico y las decisiones.
- Autarquía administrativa.
- Capacidad jurídica para actuar en el ámbito del derecho público y privado.
- Personal calificado.

Por otra parte, el Organismo Regulador es independiente de otras entidades relacionadas con la explotación, distribución y fomento de la generación de energía. Debe puntualizarse que dicho organismo informa anualmente al Poder Ejecutivo Nacional y al Congreso de la Nación sobre sus actividades.

Finalmente, es de destacar que el Artículo 8° de la Ley 24804 ratifica las consideraciones precedentes, particularmente aquellas referidas a la priorización de la seguridad. Por su parte, el Artículo 16° de la misma ley establece que es mandatorio enviar anualmente al Poder Ejecutivo Nacional y al Congreso de la Nación el mencionado informe conteniendo las actividades llevadas a cabo y las sugerencias sobre las medidas a adoptar en beneficio público.

#### **10.2.7 ACTIVIDADES VOLUNTARIAS Y DE BUENA PRACTICA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD**

Al respecto son dignas de mención las siguientes prácticas o actividades:

- Consultas y reuniones entre especialistas de la Entidad Responsable y el Organismo Regulador con el fin de facilitar y mejorar el cumplimiento de requerimientos generales y específicos y, al mismo tiempo evaluar el estado de operación de la instalación.,
- Participación en el Sistema de Información de Incidentes (*Incident Reporting System*) del OIEA que facilita el aporte y recepción de experiencia operativa, de la cual algunas acciones podrían ser aplicadas a las centrales nacionales.
- Participación activa de la Entidad Responsable en organizaciones internacionales de operadores nucleares tales como *Candu Owners Group* y *World Association of Nuclear Operators*. Ambas organizaciones promueven el intercambio de experiencia operativa y prestan asistencia técnica como respuesta a consultas de las centrales.
- Implementación de auditorías técnicas externas, como por ejemplo la Revisión de Pares (*Peer Review*) realizada por *World Association of Nuclear Operators* en ambas centrales nucleares, la misión *IPERS* a la CNA-I y la misión *OSART* realizada por el OIEA a la Central Nuclear Embalse.
- Interacción con organizaciones oficiales y no gubernamentales con el objeto de analizar la preparación de medidas para responder en emergencias, incluyendo el rol del Organismo Regulador y otras organizaciones (por ejemplo, la Dirección Nacional de Defensa Civil).

#### **10.3 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

Las consideraciones precedentes reflejan que en el país se han adoptado las medidas necesarias para dar prioridad a la seguridad, poniendo de manifiesto que el país cumple con las obligaciones que se desprenden del Artículo 10 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 11

## RECURSOS HUMANOS Y FINANCIEROS DEL TITULAR DE LA LICENCIA

### 11.1 INTRODUCCION

Como se mencionó en la Sección 6.1 la CNA-I y la CNE fueron operadas por la CNEA hasta agosto de 1994, fecha en que el Poder Ejecutivo Nacional, en el marco de su decisión de traspasar la generación nucleo-eléctrica al sector privado, mediante el Decreto N° 1540/94 constituyó la sociedad Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NASA).

Esta empresa, acorde a lo establecido en el artículo 4º del citado decreto, tiene a su cargo la operación de la CNA-I y la CNE y la construcción, puesta en marcha y operación de la CNA-II, conforme a las normas que establezca la Autoridad Regulatoria Nuclear en la materia de su competencia y a las que regulan el mercado eléctrico mayorista.

El personal perteneciente a la ex-Gerencia de Area Centrales Nucleares y a ENACE (Empresa Nacional de Centrales Eléctricas), conjuntamente a personal proveniente de otros sectores de la Comisión Nacional de Energía Atómica, se transfirió a la nueva empresa.

Los objetivos de la compañía son:

- Generar energía núcleo-eléctrica
- Mejorar continuamente los niveles de seguridad
- Incrementar los factores de carga y la disponibilidad de las plantas, con costos competitivos en el mercado eléctrico mayorista.

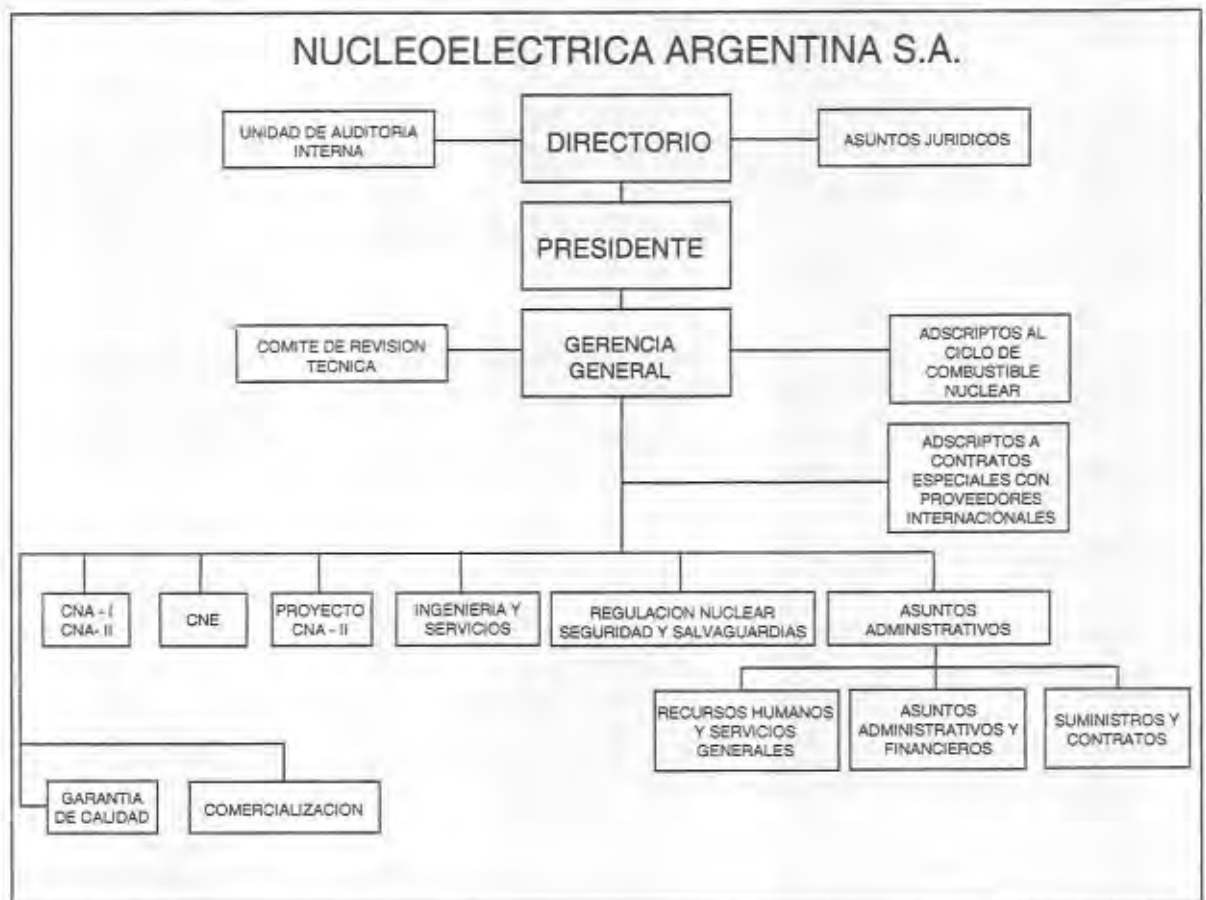
La Ley N° 24804 establece que Nucleoeléctrica Argentina S.A debe cumplir con la normativa vigente en materia de seguridad radiológica y nuclear emitida por el Organismo Regulador, con los acuerdos de salvaguardias suscritos por el país y con cualquier obligación emergente de otras convenciones.

El decreto de constitución de la compañía y la Ley N° 24804 establecen que en virtud de la transformación de las empresas de servicios públicos, Nucleoeléctrica Argentina S.A. debe ser privatizada. Mientras tanto, el Estado Nacional será el propietario de su patrimonio y la Secretaría de Energía del Ministerio de Economía, Obras y Servicios Públicos, será responsable por el ejercicio de los derechos societarios.

## 11.2 ESTRUCTURA ORGANIZATIVA Y RECURSOS HUMANOS Y FINANCIEROS DEL TITULAR DE LA LICENCIA

### 11.2.1 ORGANIZACION DEL TITULAR DE LA LICENCIA

La organización de Nucleoeléctrica Argentina S.A. está encabezada por un Directorio integrado por tres miembros, quienes por turno ocupan la Presidencia, Vicepresidencia y Gerencia General. Como es habitual en este tipo de sociedades, la Unidad de Auditoría Interna y el Departamento de Asuntos Jurídicos dependen del Directorio, tal como se presenta en la Figura 11.1.



Del Gerente General dependen seis Gerencias. Entre ellas cabe destacar las correspondientes a la CNA-I, CNA-II y CNE. La Gerencia de la CNA-II proviene de la Empresa Nacional de Centrales Eléctricas (ENACE), actualmente disuelta. El Comité de Revisión Técnica y el Departamento de Garantía de Calidad también dependen de la Gerencia General.

La Gerencia Ingeniería y Servicios, que también depende del Gerente General, suministra el soporte técnico.

La Gerencia Regulación Nuclear, Seguridad y Salvaguardias actúa como interface entre Nucleoeléctrica Argentina S.A y el Organismo Regulador, y es el



soporte técnico de la Entidad Responsable en materia de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.

La organización de Nucleoeléctrica Argentina S.A. se completa con secciones a cargo de la comercialización de la energía eléctrica generada, preparación de contratos especiales, gestión de combustibles nucleares, recursos humanos, presupuesto y finanzas y provisión de insumos y servicios.

### 11.2.2 RECURSOS HUMANOS DEL TITULAR DE LA LICENCIA

El plantel completo de Nucleoeléctrica Argentina S.A. asciende a 1076 personas, de las cuales 279 son profesionales, 654 técnicos y 143 administrativos. De la totalidad del plantel, 921 desarrollan sus actividades en las plantas y 155 trabajan en la sede central de la compañía. La distribución se muestra en la Tabla 11.1

*Tabla 11.1- Distribución del plantel de la Entidad responsable*

|                 | CNA-I | CNA-II | CNE | SEDE CENTRAL | TOTAL |
|-----------------|-------|--------|-----|--------------|-------|
| PROFESIONALES   | 82    | 34     | 83  | 80           | 279   |
| TECNICOS        | 230   | 5      | 386 | 33           | 654   |
| ADMINISTRATIVOS | 31    | 3      | 67  | 42           | 143   |
| TOTAL           | 343   | 42     | 536 | 155          | 1076  |

El número de personas que trabajan en las instalaciones de las centrales nucleares es variable, porque durante las paradas programadas y las salidas de servicio breves trabaja personal temporario en tareas de mantenimiento. No se ha incluido aquí el personal involucrado en actividades altamente especializadas, perteneciente a compañías proveedoras. Las figuras 11.2 y 11.3 muestran el organigrama de las Gerencias CNA-I y CNE.

### 11.2.3 GASTOS CORRIENTES Y DE CAPITAL DEL TITULAR DE LA LICENCIA

Tanto el presupuesto anual de Nucleoeléctrica Argentina S.A. como sus ingresos, se han estimado tomando en consideración la generación neta de energía eléctrica en el mismo período. La energía generada por la CNA-I y la CNE durante 1998 asciende a 2,2 y 4,4 TWh respectivamente. Los valores correspondientes a los años anteriores se muestran en la Tabla 11.2.

El presupuesto de la compañía en 1998, que se muestra en la Tabla 11.3 y en el Gráfico 11.1, se discrimina como sigue:

*Tabla 11.2- Performance de operación de ambas centrales nucleares*

| PERFORMANCE DE OPERACION   | 1995 | 1996 | 1997 |
|--|------|------|------|
| Generación neta (TWh)  | 6,56 | 6,92 | 7,44 |
| Factor de carga (%)  | 80,3 | 84,5 | 90,4 |
| Porcentaje de la potencia nuclear instalada con respecto a la capacidad de generación de energía eléctrica total (%) | 5,9  | 5,9  | 5,5  |
| Porcentaje de generación anual con respecto a la generación de energía eléctrica total (%)                           | 11,8 | 11,7 | 11,5 |

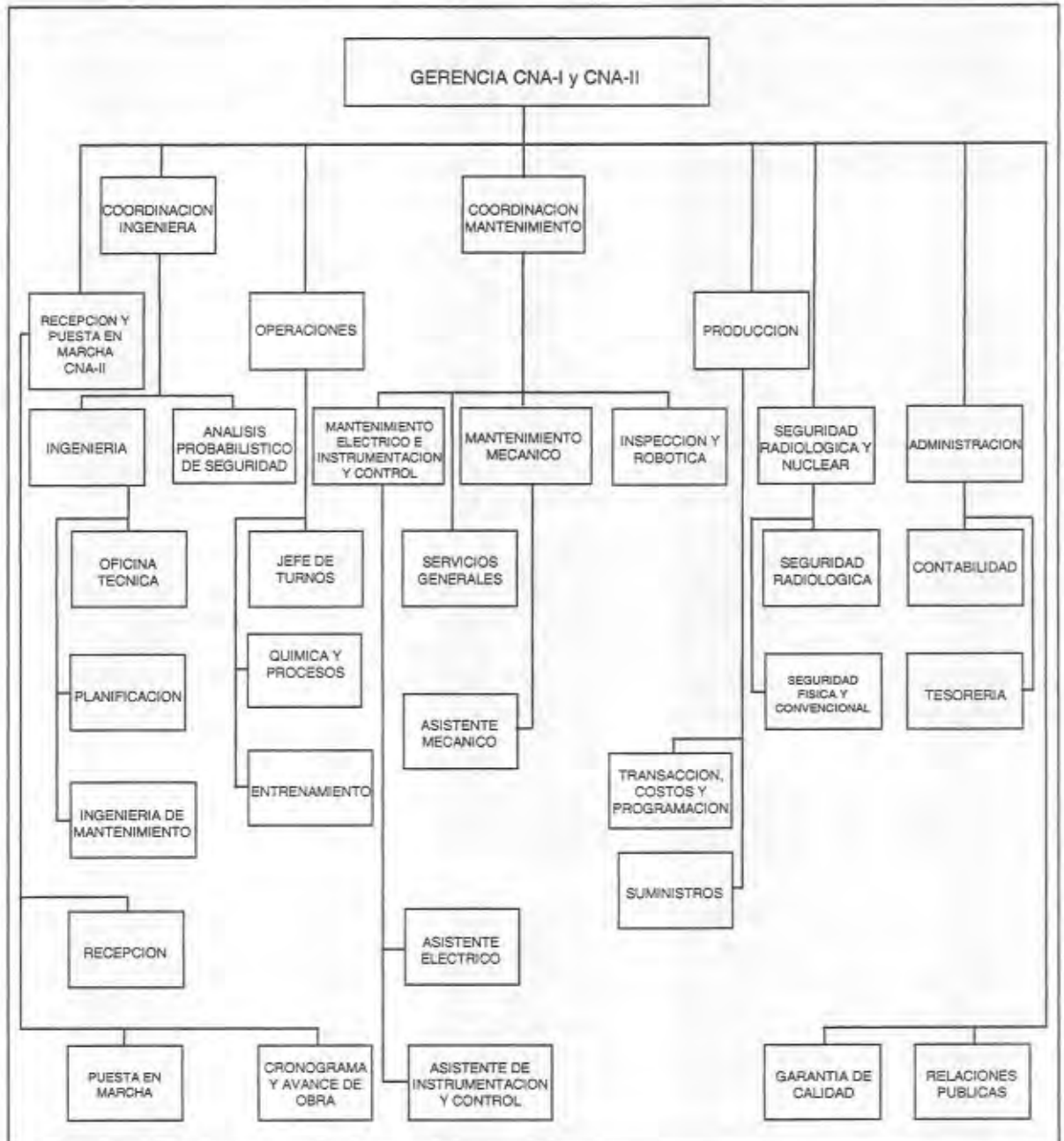


Figura 11.2 - Organigrama de las Gerencias CNA-I y CNA-II

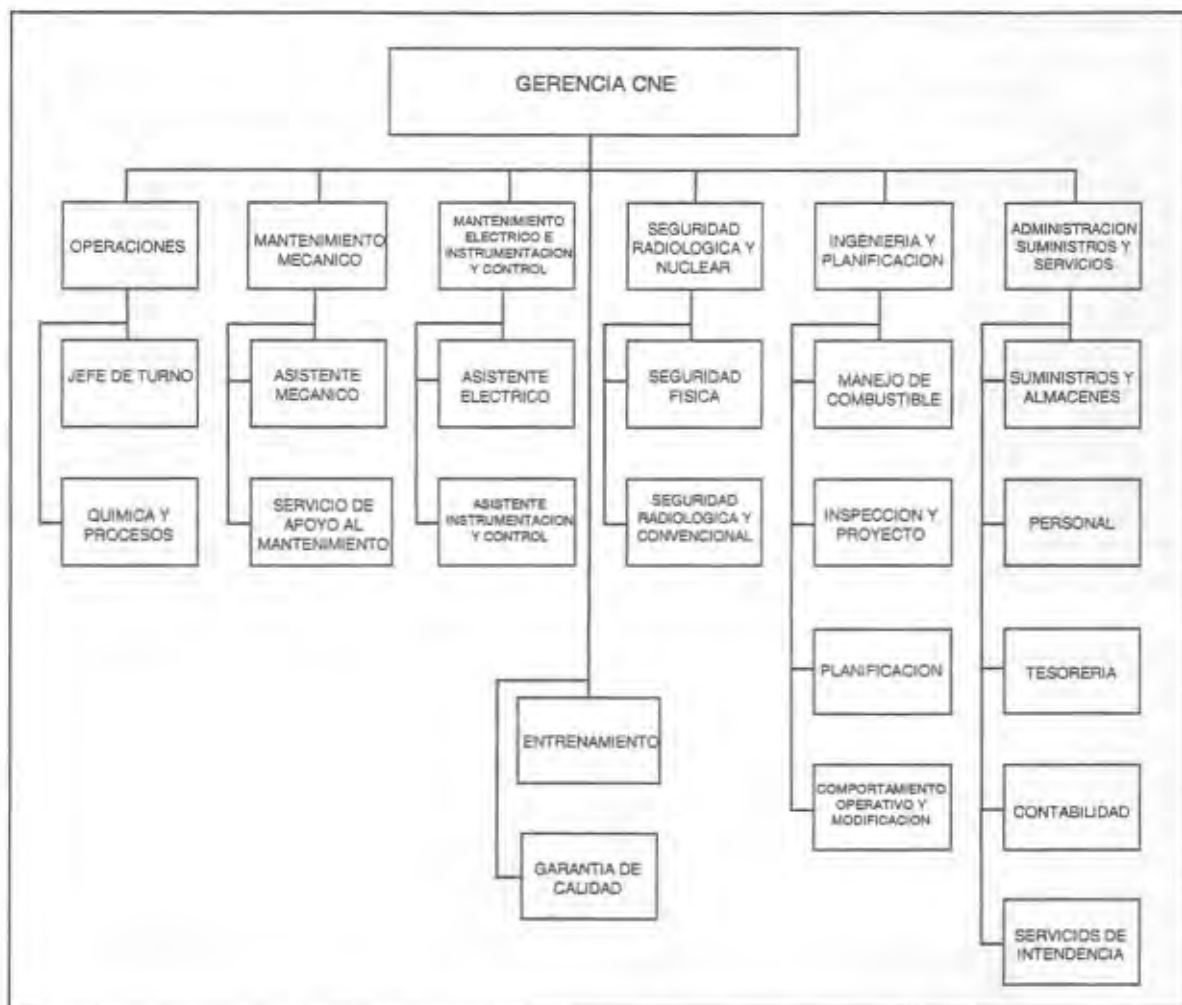


Figura 11.3 - Organigrama de la Gerencia CNE

Entre los gastos de operación aparecen como componentes más significativos los correspondientes a salarios, elementos combustibles nucleares, repuestos, insumos y servicios. Los otros gastos corresponden a los impuestos directos e intereses. Ambos conjuntos constituyen los denominados Gastos Corrientes.

Por otra parte, la Tabla 11.4 y el Gráfico 11.2 muestran la distribución de los Gastos de Capital, es decir la porción de los gastos corrientes que se considera como inversión. Los Gastos de Capital incluyen los asignados al programa de actualización y mejoras (*backfitting*) de ambas centrales nucleares y los invertidos en la construcción de la CNA-II. El ítem más significativo corresponde a la restitución del agua pesada que originalmente la *Atomic Energy of Canada Limited* le había alquilado a la CNE por contrato. Una vez completa dicha gestión, Nucleoeléctrica Argentina S.A. será la propietaria del agua pesada utilizada en la instalación.

Corresponde aclarar que el presupuesto de 1998 incluye los créditos obtenidos para financiar la compra de agua pesada.

Tabla 11.3 - Gastos Corrientes en 1998

| <b>GASTOS CORRIENTES EN 1998</b>                | <b>USD</b>         | <b>%</b>     |
|---|--------------------|--------------|
| Salarios  | 47.764.492         | 27,7         |
| Elementos combustibles                          | 33.850.110         | 19,7         |
| Repuestos                                       | 10.167.000         | 5,9          |
| Servicios                                       | 16.528.000         | 9,6          |
| Otras cargas                                    | 8.791.242          | 5,1          |
| Canon a la Comisión Nacional de Energía Atómica | 30.000.000         | 17,4         |
| Otros cánones                                   | 4.376.254          | 2,5          |
| Depreciación                                    | 12.132.357         | 7,0          |
| Intereses                                       | 6.849.084          | 4,0          |
| Impuestos directos                              | 1.945.799          | 1,1          |
| <b>Total de gastos corrientes</b>               | <b>172.404.338</b> | <b>100,0</b> |



Gráfico 11.1 - Gastos Corrientes en 1998

Tabla 11.4 - Gastos de Capital en 1998

| <b>GASTOS DE CAPITAL EN 1998</b>                         | <b>USD</b>        | <b>%</b>     |
|--|-------------------|--------------|
| Programa de actualización y mejoras de la CNA-I y la CNE | 14.214.000        | 17,0         |
| Proyecto CNA-II  | 14.458.000        | 17,3         |
| Compra de agua pesada                                    | 55.000.000        | 65,7         |
| <b>Total de Gastos de capital</b>                        | <b>83.672.000</b> | <b>100,0</b> |



*Gráfico 11.2 - Gastos de Capital en 1998*

#### 11.2.4 RECURSOS ECONOMICOS DEL TITULAR DE LA LICENCIA

Los recursos que Nucleoeléctrica Argentina S.A. necesita para afrontar los Gastos Corrientes provienen de dos fuentes: los ingresos originados por la venta de energía en el mercado eléctrico mayorista y una contribución variable proveniente del Fondo Unificado, cuya asignación decide la Secretaría de Energía. La Tabla 11.5 muestra la distribución de los ingresos en 1998.

Tabla 11.5 - *Ingresos Corrientes en 1998*

| INGRESOS CORRIENTES EN 1998                   | USD         | %     |
|---|-------------|-------|
| Ingresos por Operación                        | 144.404.899 | 81,9  |
| Contribución del Fondo Unificado <sup>1</sup> | 31.950.000  | 18,1  |
| Total de ingresos corrientes                  | 176.354.899 | 100,0 |

Dado que la energía se vende en un mercado que elige al vendedor de acuerdo al costo marginal de generación, la tarifa recibida por Nucleoeléctrica Argentina S.A. puede variar de acuerdo a diferentes factores. Para 1998 se estima un valor monómico de 21,87 mils/kWh. La contribución del Fondo Unificado en 1998 fue de USD 31.950.000, lo que significa alrededor del 18% del total de ingresos.

<sup>1</sup> Recursos provenientes de la Secretaría de Energía del Ministerio de Economía, Obras y Servicios Públicos para financiar gastos excepcionales.

### **11.3 FINANCIAMIENTO DE LAS MEJORAS A LAS CENTRALES NUCLEARES**

Las actividades y suministros vinculados a los programas de mejoramiento de la seguridad de las centrales, descritos en la Sección 6.2, se solventan con fondos contemplados en los presupuestos anuales, conforme la planificación de la Entidad Responsable. Dichos presupuestos discriminan los fondos utilizados para mejoras de operación y mantenimiento los que, por la magnitud o complejidad, requieren de un tratamiento especial, tal como los aplicados a cambios de diseño de componentes o sistemas y mantenimiento durante las paradas programadas. Ambos provienen de la venta de la energía eléctrica generada por las centrales.

El programa de actualización y mejoras (*backfitting*) de la CNA-I es un caso especial por la magnitud de los fondos necesarios. En este caso, se gestionan créditos para la adquisición de servicios y suministros.

### **11.4 FONDOS PARA EL CIERRE DEFINITIVO DE LAS CENTRALES Y LA DISPOSICION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS**

De acuerdo al Artículo 2º de la Ley 24804 el Estado Nacional asume, a través de la Comisión Nacional de Energía Atómica, la responsabilidad por la gestión de los residuos radioactivos. También en virtud de dicha ley, los recursos necesarios para tal fin deben ser provistos por los generadores de los residuos quienes además son responsables de su almacenamiento seguro, hasta que los mismos sean transferidos a la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Actualmente se encuentra en trámite parlamentario un proyecto de ley sobre los residuos radioactivos, denominado "Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos".

El proyecto establece la creación de un Fondo para la Gestión y Disposición Final de los Residuos para financiar el Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos a cargo de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Por otro lado, la Ley 24.804, en su Artículo 9º, establece que todo explotador de una central de generación nucleoelectrica debe aportar a un fondo para el retiro de servicio de las centrales nucleares.

## **11.5 DOCUMENTOS LEGALES VINCULADOS A LA CAPACITACION Y EL LICENCIAMIENTO DEL PERSONAL DE INSTALACIONES NUCLEARES**

El Organismo Regulador requiere que todo el personal de las centrales nucleares esté adecuadamente entrenado y capacitado acorde a sus funciones. Además, el personal que cubre funciones relacionadas con la seguridad debe estar licenciado. Las normas regulatorias al respecto son la AR 0.11.1 y la AR 0.11.2.

Ambas normas establecen los criterios y procedimientos para obtener las licencias individuales y autorizaciones específicas. Asimismo, establecen los términos y condiciones según los cuales el Organismo Regulador, previo análisis e informes de sus Consejos Asesores, otorga las licencias individuales y autorizaciones específicas, o procede a su renovación. Este tema ha sido tratado extensamente en la Sección 7.3.2.2.

Por otra parte, el "Reglamento para Licencias y Autorizaciones para el Personal de Centrales y Reactores Nucleares" establece los programas temáticos de los exámenes requeridos para el otorgamiento de licencias individuales y autorizaciones específicas, que habilitan a su poseedor a ocupar la función licenciable correspondiente en la central nuclear.

Asimismo, las licencias de operación de ambas centrales establecen requisitos específicos para el re-entrenamiento del personal que ocupa posiciones licenciables en las instalaciones. Además, existen diversos requerimientos regulatorios adicionales sobre las modalidades de dicho re-entrenamiento.

## **11.6 RESPONSABILIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA EN LA ASIGNACION DE RECURSOS**

Es obligación de la Entidad Responsable proveer los recursos para el mantenimiento y operación de las instalaciones. Durante la operación, esos recursos provienen fundamentalmente de la venta de electricidad y luego del retiro de servicio del Fondo para el Retiro de Servicio de Centrales Nucleares.

Le corresponde a la Entidad Responsable prever y proveer los recursos financieros necesarios para contar con el personal capacitado y entrenado de acuerdo a los procedimientos y regulaciones vigentes.

Cuando el Organismo Regulador aprueba el organigrama de una instalación, fija el plantel mínimo necesario para operarla y establece las posiciones licenciables. Cada postulante debe cumplir los requisitos de capacitación y entrenamiento que incluyen un examen de aptitud psicofísica

## 11.7 CALIFICACION DEL PERSONAL DE LAS CENTRALES NUCLEARES

Ambas centrales cuentan con un sector para la capacitación y calificación de todo el personal de la planta, cuyo responsable reporta directamente al director de la central. Además de las actividades específicas relativas a la preparación técnica básica del personal para cada función, dicho sector contribuye al mejoramiento de la seguridad con programas de ejecución continua, cuya finalidad es la actualización de conocimientos y la mejora de las prácticas operativas.

Son ejemplos del programa de ejecución continua: el re-entrenamiento periódico en simuladores, los cursos sobre cultura de la seguridad, los análisis de incidentes operativos en seminarios, el intercambio de personal con otras instalaciones nucleares y los cursos y conferencias a cargo de especialistas nacionales y extranjeros.

Los sectores de calificación mantienen relaciones fluidas con el Organismo Internacional de Energía Atómica y organizaciones de operadores (tales como *World Association of Nuclear Operators* y *Candu Owners Group*) con los que intercambian información sobre la experiencia operativa.

Los programas de capacitación han sido enriquecidos en los últimos años mediante mejoras en las herramientas de capacitación y en las instalaciones. Se han implementado en ambas centrales simuladores conceptuales para el entrenamiento más frecuente del personal de operación.

Los programas de re-entrenamiento se basan, en parte, en la experiencia operativa. Los mismos incluyen el análisis de eventos externos e internos, aun incidentes menores que no tienen consecuencias significativas.

### 11.7.1 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Se han destinado recursos importantes para mejorar las instalaciones de entrenamiento. Por ejemplo, se ha remodelado el edificio de capacitación incluyendo todas sus aulas y se ha construido una instalación de pruebas para el entrenamiento de personal de mantenimiento. Dicha instalación cuenta con los equipos, componentes, tableros eléctricos y dispositivos de planta que aseguran un óptimo entrenamiento del personal en condiciones reales.

A requerimiento del Organismo Regulador se ha instalado un moderno simulador gráfico interactivo que se encuentra actualmente en la etapa de validación.

Debe mencionarse que una de las principales aplicaciones del análisis probabilístico de seguridad fue la incorporación al programa de entrenamiento del



personal de operación, la capacitación específica sobre las secuencias accidentales que más contribuyen al valor de la frecuencia anual de daño al núcleo.

Asimismo se ha entrenado al personal de operación en temas relacionados a su actuación frente a escenarios previsible de accidentes severos con alta y baja presión en el circuito primario. Adicionalmente, ese personal lleva a cabo prácticas periódicas en el simulador a escala completa en la central nuclear brasileña ANGRA-II.

#### **11.7.2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE**

En el caso de Embalse, se han mejorado las instalaciones para la capacitación del personal y el número de simuladores para reproducir las tareas de mantenimiento; en especial se cuenta con una facilidad a escala 1:1, para entrenar al personal en el uso de la máquina de reposicionamiento de anillos de separación y en el cambio de tubos de presión.

Las prácticas de respuesta frente a eventos anormales se realizan mediante simuladores conceptuales y el estudio de las potenciales secuencias accidentales se efectuará a partir del análisis probabilístico de seguridad.

Como parte del re-entrenamiento periódico del personal de operación, se llevan a cabo prácticas en el simulador a escala completa de la central nuclear canadiense GENTILLY-II. Dichas prácticas son una herramienta valiosa para el entrenamiento del personal con relación al diagnóstico de situaciones normales y accidentales y a su comportamiento en procedimientos de eventos anormales

#### **11.8 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

El análisis del presente artículo permite concluir que en el país se han tomado las medidas adecuadas para asignar los recursos necesarios para preservar la seguridad de las instalaciones nucleares a lo largo de su vida.

En consecuencia la Argentina cumple con las obligaciones del Artículo 11 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

## ARTICULO 12

### FACTORES HUMANOS

#### 12.1 SISTEMA PARA PREVENIR, DETECTAR Y CORREGIR LOS ERRORES HUMANOS

La detección, corrección y prevención de los errores humanos se lleva a cabo mediante dos procesos claramente diferenciados: el análisis de incidentes y el estudio global y sistemático de la seguridad de la instalación.

En el primer caso, se trabaja sobre los eventos anormales o inesperados que corresponden a situaciones reales que ocurren en las instalaciones (experiencia operativa). Dichos eventos son oportunidades únicas para detectar y corregir errores humanos, identificando las imperfecciones en la organización, personas, materiales y prácticas. Los elementos claves en este caso son la calidad del informe del evento ocurrido, la rigurosidad en la investigación de la causa raíz y las acciones correctoras llevadas a cabo.

En el segundo caso se utiliza la técnica del análisis probabilístico de seguridad, parte del cual consiste en la identificación de acciones humanas y en la evaluación de su importancia relativa en la seguridad de la instalación. Los errores se pueden clasificar en pre-accidentales (errores en pruebas periódicas o mantenimiento) y post-accidentales (errores ocurridos durante situaciones accidentales).

Estos dos tipos de errores se analizan de la misma forma que el comportamiento de los componentes, equipos y sistemas pero utilizando técnicas de análisis de la confiabilidad humana. Esas evaluaciones son parte del análisis probabilístico de seguridad y sus resultados permiten definir las áreas donde se requieren mejoras en los procedimientos de operación y en la interfase hombre-máquina, así como identificar los casos en que se debe intensificar el entrenamiento y re-entrenamiento de los operadores.

Se debe puntualizar que en ambas instalaciones el entrenamiento del personal de operación en simuladores a escala completa en el extranjero y en los existentes en las propias instalaciones, constituye un medio adicional para prevenir, detectar y corregir el error humano en condiciones de accidente y contribuye además a mejorar los procedimientos de operación (ver Secciones 11.7.1 y 11.7.2)

Por otra parte, las normas AR 3.2.1 y AR 3.4.1 indican la información que debe tener en cuenta el operador para tomar una decisión relacionada con la seguridad, prohíben la intervención inmediatamente después de la ocurrencia de eventos iniciantes de accidentes y fijan las características de la interacción hombre-máquina para el diseño de la instrumentación del reactor y de los sistemas de protección (ver Secciones 18.2, 18.3.1 y 18.3.2).

## 12.2 ASPECTOS GERENCIALES E INSTITUCIONALES

Las políticas y el gerenciamiento adecuados por parte de la Entidad Responsable son el soporte fundamental para obtener los resultados esperados en cuanto a la prevención de eventos indeseables que pueden presentarse.

Una vez ocurrido un evento de ese tipo, el Responsable Primario de la instalación, avalado por la Entidad Responsable, determina el grado de responsabilidad de las personas que pudieran haber incurrido en errores, toma las medidas correctoras pertinentes y aplica, si es el caso, las sanciones que correspondan.

Por otra parte, el Organismo Regulador analiza el evento, emite los requerimientos que resultaren necesarios y aplica, si es el caso, las sanciones que pudieran corresponder a la Entidad Responsable, al Responsable Primario y a las personas involucradas.

Durante las inspecciones y evaluaciones de seguridad de las centrales, el Organismo Regulador presta especial atención a señales tempranas y tendencias, tales como:

- Debilidades en las políticas de seguridad.
- Debilidades en los análisis de accidentes.
- Violación de procedimientos.
- Errores de los operadores.
- Entrenamiento deficiente.
- Deficiencias en el aprovechamiento de la experiencia operativa.
- Debilidades en la planificación de emergencias.

## 12.3 ANALISIS DE LA CONFIABILIDAD HUMANA

El objetivo del análisis de la confiabilidad humana es mejorar la seguridad global de la planta, identificando deficiencias en las acciones de los operadores y proveyendo lo necesario para analizar y llevar a cabo posibles acciones correctoras.

El análisis probabilístico de seguridad de la central nuclear Atucha I reveló, mediante la aplicación del análisis de confiabilidad humana, la necesidad de realizar modificaciones a la instalación de modo que el operador sea más confiable en la aplicación de contramedidas, de introducir mejoras en los procedimientos de operación en condiciones anormales y del re-entrenamiento del personal de operación en ciertas secuencias accidentales donde las acciones de los operadores cumplen un importante rol con relación a la seguridad.

Los datos que se utilizan en los modelos de confiabilidad humana dependen explícitamente del modelo que se aplique. Ellos tienen su origen en la experiencia operativa, en datos genéricos y en experiencias con simuladores extranjeros de

plantas compatibles (dado que en el país no hay simuladores a escala completa). Específicamente, el análisis de confiabilidad humana llevado a cabo para el análisis probabilístico de seguridad de la CNA-I se basó en datos genéricos para la tasa de error humano, a partir de factores de recuperación e incerteza. La experiencia operativa de la CNA-I suministró los tiempos de ejecución de tareas, la frecuencia de actuación de componentes y equipos, y los tiempos de recuperación de los equipos

Para el caso del análisis probabilístico de seguridad de la CNE, se está evaluando la factibilidad de incorporar datos provenientes de las prácticas periódicas que el personal de operación viene llevando a cabo en el simulador a escala completa de GENTILLI-II.

## **12.4 REVISION DEL DISEÑO DE LA SALA DE CONTROL**

De acuerdo a la experiencia adquirida en el ámbito internacional, la influencia de los errores humanos en la operación segura de una instalación nuclear es significativa. Teniendo en cuenta que en la década del '60, durante el diseño de la sala de control de la CNA-I, no se consideró adecuadamente la participación humana, se implementaron modificaciones en la instalación para mejorar esa inter-relación. Aunque la CNE se diseñó de acuerdo a conceptos mucho más modernos, también se implementaron algunas modificaciones en su sala de control.

### **12.4.1 MEJORAS EN LA SALA DE CONTROL DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

Las mejoras al diseño ergonómico de la sala de control de la CNA-I se llevaron a cabo por la introducción de nuevos dispositivos y por la optimización del sistema de presentación de la información (*display*) de los parámetros de seguridad y datos de operación de la central. El progreso más significativo se produjo en este último ítem.

Originalmente la información era almacenada en dos bases de datos, una para los datos analógicos y la otra para los digitales. Bajo tales condiciones, el operador, aunque era capaz de observar el panel de grabadores, en su monitor solo recibía los registros correspondientes a:

- Cambios en el estado de válvulas.
- Arranque de componentes.
- Ubicación de las variables en una zona de alarma o disparo.

Por otra parte el operador podía tener a su disposición los datos correspondientes a dos meses previos, obteniéndolos directamente del disco duro de su computadora.

Teniendo a mano los datos acumulados por la computadora y con la adición de los que ingresan a través de un dispositivo especial, se llevaron a cabo dos mejoras con respecto a la presentación de la información:

Durante 1992 se introdujo un programa auxiliar que permite al operador contar con toda la información de la computadora, a través de la creación de pantallas visualizadoras que muestran gráficos de componentes y diagramas de tendencia. El sistema funciona bajo DOS y con resolución VGA.

En 1997 se introdujo una mejora a este sistema de visualización e integración de información al dotarlo de alta resolución gráfica, lo que permite que la visualización en pantalla se presente con mas definición.

Los argumentos mencionados y el hecho de que el nuevo sistema permite manejar cuatro expresiones algebraicas variables en cada objeto visual del tipo diagrama histórico, junto a la amplia participación del plantel de operación, permitieron una implementación global y simple del nuevo sistema.

El sistema trabaja bajo Windows 95 o Windows NT 4.0 y ofrece una interacción simple con el operador. Provee herramientas de búsqueda que permiten el manejo jerárquico de la pantalla, comenzando por las pantallas que describen los sistemas de proceso, continuando con aquellas correspondientes a sub-sistemas y finalizando con la presentación de la información completa disponible respecto de los componentes.

Por otra parte, es posible incorporar valores locales, los cuales se incorporan a las bases de datos de las computadoras de adquisición de datos.

Con relación a la mejora del monitor de alarmas y señales, se debe destacar que el diseño original no hace ninguna distinción entre los diferentes tipos de alarmas o avisos de fallas; esa es la razón de la modificación de los colores utilizados en los diferentes tipos de alarmas, facilitando una rápida visualización de las mismas.

En la próxima parada programada, se cambiará la posición de los estado de avisos de falla de algunas consolas con el objeto de separarlas y se modificarán varias alarmas. Está bajo desarrollo la aplicación del criterio "*Off Board*", en el cual en primera instancia y en condiciones normales de operación, mostrará la alarma *board off*.

#### **12.4.1.1 Mejoras en la distribución del espacio**

Se ha ampliado la sala de control haciendo posible que el jefe de turno mantenga reuniones sin perturbar al resto del personal en la sala y con mayor privacidad. Se han modificado y eliminado barreras físicas para mejorar la circulación.

#### **12.4.2 MEJORAS EN LA SALA DE CONTROL DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE**

La sala de control de la CNE responde a un diseño moderno, sin embargo se introdujeron algunas modificaciones menores básicamente relacionadas con:

- La iluminación general de la sala.
- Mejoras en los sistemas de impresión.
- Mejoras en el control de acceso a la sala principal para evitar el ingreso no autorizado y reducir la circulación de personas.
- Modificaciones en los sistemas de alarma de aquellas situaciones que conducen al disparo del reactor.

#### **12.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

Los métodos para predecir, detectar y corregir los errores humanos, se encuentran en la etapa inicial de su desarrollo. Sin embargo, teniendo en cuenta la experiencia adquirida durante la primera etapa del análisis probabilístico de seguridad de la CNA-I y el entrenamiento periódico del personal en el simulador de GENTILLY-II en Canadá, así como los análisis de confiabilidad humana a realizarse, habiendo comenzado los mismos en 1998 con el análisis probabilístico de seguridad nivel 1 de la CNA-I y la CNE, puede concluirse que en el país se tomaron ciertas medidas que garantizan que se tienen en cuenta las posibilidades y limitaciones de la performance humana.

Por lo tanto, el país cumple con las obligaciones del Artículo 12 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 13

## GARANTIA DE CALIDAD

### 13.1 INTRODUCCION

La aplicación de programas adecuados de garantía de calidad en las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de instalaciones nucleares es un requerimiento regulatorio en la República Argentina.

En el caso de las centrales nucleares, la norma AR 3.6.1<sup>1</sup> establece los requisitos que deben satisfacerse. A su vez la norma AR 3.7.1 determina cuándo la Entidad Responsable debe presentar el programa y el manual de garantía de calidad.

Adicionalmente, las licencias de operación de la CNA-I y la CNE establecen que ambas deben contar con programas de garantía de calidad en dicha etapa. En particular, y como requisito adicional de garantía de calidad, la licencia de operación de la CNE requiere procedimientos especiales para realizar modificaciones del software de sus computadoras de control. La licencia de construcción de la CNA-II incluye, entre otros requerimientos, un programa de garantía de calidad durante dicha etapa.

En todos los casos los programas y manuales de garantía de calidad tienen, también entre otros documentos, el carácter de mandatorios para la instalación.

Mediante auditorías realizadas de acuerdo a la metodología habitual (ver Sección 7.3.3) el Organismo Regulador fiscaliza la implementación de los programas de calidad por parte de la Entidad Responsable.

### 13.2 PROGRAMA DE GARANTIA DE CALIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA

Desde la creación de Nucleoeléctrica Argentina S.A. (compañía a cargo de las centrales nucleares en operación), se consideró conveniente disponer de un programa general de garantía de calidad que sirviera de marco de referencia a los programas de garantía de calidad específicos de cada unidad de organización.

Durante 1996 y 1997 se trabajó con miras a adaptarse a los nuevos conceptos y principios de calidad emanados del Organismo Internacional de Energía Atómica.

---

<sup>1</sup>Esta norma, revisada a mediados de 1997, es consistente con el Código 50-C-Q del Programa NUSS del OIEA. La versión previa de esta norma se denominaba "Garantía de Calidad" y era consistente con el anterior Código 50-C-QA.

Este trabajo condujo al desarrollo de un Programa General de Garantía de Calidad que tiene en cuenta los requerimientos del Organismo Regulador y los requisitos establecidos en el documento del OIEA 50-C-Q "Código sobre Garantía de Calidad para la Seguridad en Centrales Nucleares y otras Instalaciones Nucleares" y otras guías en la materia.

El programa está descrito en el Manual General de Garantía de Calidad, en procedimientos generales y en manuales específicos, con sus correspondientes procedimientos e instrucciones.

El Manual General, aprobado y puesto en vigencia en noviembre de 1997, contiene una declaración de la política de calidad de la compañía y la organización. Asimismo, establece los requerimientos básicos de calidad aplicables.

Los procedimientos generales regulan las actividades relacionadas a las diferentes unidades de organización (ver Secciones 11.2.1 y 11.2.2) y establecen las responsabilidades e interfaces.

Los manuales específicos, procedimientos e instrucciones, describen los programas de calidad de las unidades de organización de las compañías que cuentan con una licencia de operación o construcción, o de aquellos sectores que llevan a cabo actividades complejas relacionadas con la seguridad o disponibilidad de sistemas en espera (*stand-by*) de las centrales nucleares, o que realizan proyectos que involucran aspectos de seguridad. El programa de garantía de calidad de cada una de las centrales nucleares está contenido en sus respectivos manuales:

- Manual de Garantía de Calidad para la Operación de la CNA-I (MGC-0); y
- Manual de Garantía de Calidad para la Operación de la CNE (MGC-0)

Desde 1997, cuando se puso en vigencia el Manual General, las unidades de organización vienen adaptando sus manuales específicos y procedimientos de acuerdo a los nuevos requerimientos.

La Tabla 13.1 muestra el estado de la Organización del Programa General de Garantía de Calidad para la Operación actualizado a julio de 1998.

El Programa General y los programas específicos se evalúan sistemáticamente para asegurar su implementación y cumplimiento. Dentro de la compañía esta actividad se desarrolla de la siguiente manera:

- La Gerencia de Garantía de Calidad de cada unidad de organización es responsable de evaluar el programa de garantía de calidad específico para dicha unidad (Ver Figuras 11.2 y 11.3).



- El Departamento de Garantía de Calidad de la compañía es responsable de evaluar el Programa General y los Programas específicos (ver Figura 11.1).

Los programas implementados en la CNA-I y en la CNE durante las fases de diseño, construcción y puesta en marcha presentaron características muy diferentes debido a la época en que se iniciaron los proyectos, razón por la cual los mismos se describen por separado. Similar comentario es aplicable a la CNA-II, actualmente en construcción.

*Tabla 13.1 - Estado del Programa de Garantía de Calidad*

| UNIDAD DE ORGANIZACION      | DOCUMENTO   | REVISION              | NUMERO DE PROCEDIMIENTOS       |
|-----------------------------|---|-----------------------|--------------------------------|
| NASA                        | Manual General  | Rev. 0<br>Actualizada | Procedimiento<br>General<br>10 |
| CNA-I                       | Manual de Garantía de Calidad para la Operación             | Rev.1<br>En revisión  | 200                            |
| CNE                         | Manual de Garantía de Calidad para la Operación             | Rev. 3<br>En revisión | 460                            |
| CNA-II                      | Manual de Garantía de Calidad para la Construcción          | Rev.1<br>En revisión  | 60                             |
| Ingeniería y Servicios      | Manual de Garantía de Calidad del Departamento de Servicios | Rev.4<br>Actualizada  | 150                            |
| Proyecto ULE <sup>(*)</sup> | Manual de Garantía de Calidad para el Proyecto ULE          | Rev .2<br>En revisión | 8                              |

<sup>(\*)</sup> Elementos combustibles con uranio levemente enriquecido (ver Sección 6.2.1.8)

## 13.2.1 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

### 13.2.1.1 Diseño

El diseño de la CNA-I se inició a fines de la década del '60, época en la cual la aplicación de programas formales de garantía de calidad era incipiente a nivel internacional. La difusión de los criterios de garantía de calidad se iniciaba en esa década en los Estados Unidos, donde en principio se aplicaron a la industria naval y espacial y luego, paulatinamente, se extendieron a diferentes ramas de la industria, incluso la nuclear.

Los sistemas de calidad que aplicaba la industria en Europa en esa época, particularmente en Alemania, ponían particular énfasis en algunos criterios tales como:

- la calificación del personal responsable del diseño, la construcción, el montaje y la inspección de los componentes era requerida de acuerdo a normas reconocidas como estrictas;
- el seguimiento continuo de los materiales, durante la construcción y el montaje, por organizaciones especializadas independientes para asegurar la calidad prevista de componentes equipos y sistemas;
- la calificación de los proveedores de componentes eléctricos, electrónicos y electromecánicos, respaldado por una larga experiencia industrial;
- el control de la documentación técnica, en particular los planos de construcción y montaje;
- la inspección y ensayo de componentes, realizada por personal independiente altamente calificado y de gran experiencia;
- la calibración de los instrumentos de medición, en los cuales la industria alemana goza de una reputada tradición; y
- la calificación del personal responsable de procesos especiales tales como soldaduras y tratamientos térmicos.

En cambio no se aplicaban otros criterios de garantía de calidad tales como:

- el uso de procedimientos en muchas de las actividades controladas, como por ejemplo los procesos de inspección y montaje de componentes;
- el uso de manuales de garantía de calidad que definen la organización, las responsabilidades del personal, sus requerimientos de capacitación y las interfases entre los diferentes grupos de trabajo que intervienen en la construcción;
- la revisión de documentos;
- la realización de auditorías sistemáticas a todas las actividades controladas para verificar su efectividad; y
- el control de desviaciones y ejecución de acciones correctivas a través de un sistema documentado.

En definitiva, aunque la garantía de calidad aplicada en la CNA-I careció de diversas formalidades y de la documentación que se usa en un sistema moderno, tuvo una serie de elementos trascendentes (como la calificación del personal involucrado) que han hecho de la CNA-I un “modelo de calidad”. Basta observar el estado actual y la performance de los equipos y sistemas de la instalación habiendo transcurrido ya más de dos décadas de operación.

Debido a estas circunstancias, la Entidad Responsable y el Organismo Regulador no dispusieron de las herramientas necesarias para evaluar formalmente la garantía

de calidad aplicada por el diseñador ni tampoco se realizaron las auditorías correspondientes.

### 13.2.1.2 Construcción

El rol de inspector independiente fue desempeñado por dos entidades: el *Technischer Überwachungs Verein (TÜV)*, de Baden, designado por la empresa *Siemens-Kraftwerk Union AG*, y el grupo Control e Inspección de Seguridad de Centrales Nucleares (CISIN), en representación de la CNEA (ver Secciones 8.2.1.2 y 14.1.1.3). En este caso, lo mismo que para el diseño, tampoco se realizaron auditorías.

### 13.2.1.3 Operación

Al igual que en otros países, las actividades de garantía de calidad comenzaron de manera más formal en los primeros años de la década del '80. Inicialmente tenían por finalidad el control más que la garantía de calidad. No obstante, a partir de la confección del manual correspondiente en el año 1986, las actividades se orientaron progresivamente hacia la garantía de calidad.

En el año 1983 el Organismo Regulador realizó una auditoría al sistema de calidad en la operación de la CNA-I, con la cooperación de la *Gilbert Commonwealth Company*<sup>2</sup> como consultora. En 1990, el OIEA, a solicitud del Gobierno argentino, realizó una Misión de Revisión de Seguridad Independiente en la CNA-I (ver Sección 6.2.1.1 y Anexo 6). La Entidad Responsable por su parte impulsó una revisión de pares, llevada a cabo por especialistas del WANO y el consecuente seguimiento para verificar el cumplimiento de las recomendaciones de dicha revisión. En 1996 se desarrolló una misión específica del OIEA (Misión IPERS) para evaluar el informe preliminar del análisis probabilístico de seguridad de la CNA-I.

## 13.2.2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

### 13.2.2.1 Diseño

El diseño de la CNE data de mediados de la década del '70. En ese entonces la Entidad Responsable tuvo acceso a toda la información relacionada con el diseño conceptual y de detalle. En las primeras fases del proyecto la *Atomic Energy of Canada Limited*, diseñador y arquitecto industrial del mismo, estableció e implementó un programa de garantía de calidad compatible con el estado del arte en esa época.

---

<sup>2</sup> Organización estadounidense especializada en garantía de calidad.

### 13.2.2.2 Construcción

La CNE confeccionó y puso en práctica un programa de garantía de calidad para la etapa de puesta en marcha. Previamente a su explotación comercial, respondiendo a un requerimiento del Organismo Regulador, desarrolló e implementó un programa de garantía de calidad para la operación.

Durante los últimos meses del año 1980 y los primeros de 1981 el Organismo Regulador realizó una auditoría de garantía de calidad al proyecto de la CNE. Esta auditoría regulatoria fue realizada con la colaboración y asesoramiento de la firma consultora *Gilbert Commonwealth*.

### 13.2.2.3 Operación

Durante la operación de esta central el Organismo Regulador realizó algunas auditorías al programa de garantía de calidad de la Entidad Responsable.

Esta última, por su parte, llevó a cabo una tarea de control a través de su Departamento Garantía de Calidad. Durante el año 1995 la Entidad Responsable, por su parte, impulsó una revisión de pares llevada a cabo por especialistas del WANO.

En noviembre de 1997 se llevó a cabo una Misión OSART en la CNE (ver Anexo 7).

## 13.2.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II

Como ya se mencionó, la licencia de construcción establece que la Entidad Responsable debe realizar las actividades del proyecto de acuerdo al programa de garantía de calidad presentado en el Informe Preliminar de Seguridad. Entre los años 1986 y 1992 el Organismo Regulador ha llevado a cabo auditorías al programa de garantía de calidad en relación a su implementación, a la fabricación de componentes y a la conservación de materiales y componentes en obra.

## 13.3 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION

Se han implementado programas de garantía de calidad relativos a las actividades importantes de seguridad nuclear, durante todas las etapas de la vida de las centrales nucleares. En consecuencia, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 13 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 14

## EVALUACION Y VERIFICACION DE LA SEGURIDAD

### 14.1 EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD

El mantenimiento de un nivel de seguridad adecuado en las instalaciones nucleares es un requerimiento del sistema regulatorio. Por consiguiente, desde la etapa inicial del proyecto para la instalación de una central nuclear hasta su retiro de servicio la Entidad Responsable realiza diferentes estudios, ya sean estos como respuesta a un requerimiento regulatorio o surgidos de una necesidad propia. El Organismo Regulador controla dicho nivel de seguridad ya sea auditando o evaluando los estudios llevados a cabo por la instalación o realizando sus propios análisis.

Las evaluaciones de seguridad constituyen la base y el soporte técnico del control regulatorio. La necesidad de llevar a cabo evaluaciones surge de los resultados de las inspecciones y auditorías en el caso del Organismo Regulador o de la información derivada de eventos anormales y lo aprendido de la experiencia acumulada, en el caso de la Entidad Responsable. Dicha información se recaba tanto en las centrales involucradas como en otras instalaciones argentinas o extranjeras.

Los especialistas en seguridad radiológica y nuclear del Organismo Regulador, que disponen y están familiarizados con el uso de modernas herramientas de computación, analizan y evalúan la información y documentación suministrada por la Entidad Responsable, y llevan a cabo sus propias evaluaciones.

Las evaluaciones mencionadas involucran la revisión periódica de los posibles modos de falla de estructuras, componentes y sistemas, así como sus consecuencias.

Un documento importante que contiene el desarrollo y los resultados de los estudios de seguridad llevados a cabo por la Entidad Responsable es el Informe de Seguridad. Al respecto, la norma AR 3.7.1 establece los requisitos para la presentación de las versiones preliminar y final de dicho informe durante el proceso de licenciamiento. La licencia de operación establece como condición su actualización periódica, incluyendo todas las modificaciones efectuadas a la instalación y las mejoras introducidas en la seguridad de la misma.

Por otra parte, el proceso de licenciamiento en la Argentina comienza con una anticipación de varios años a la operación de la central. Al comienzo se llevan a cabo estudios preoperacionales con la finalidad de evaluar las interacciones entre la instalación y el ambiente. Tales estudios incluyen evaluaciones de las características climatológicas, geológicas e hidrológicas del sitio de

emplazamiento así como de las actividades desarrolladas por el hombre en la zona de influencia de la instalación (ver Sección 17.5). Sus resultados contribuyen principalmente a la identificación de eventos iniciantes naturales e inducidos por el hombre, a la evaluación de las consecuencias radiológicas de los accidentes postulados en el análisis de seguridad, a la elaboración del plan de emergencia y a la determinación de los límites de descarga de efluentes líquidos y gaseosos de la instalación. Dicha información es entonces reunida y documentada en las versiones preliminar y final del informe de seguridad.

Además, se efectúan análisis probabilísticos de seguridad y otras evaluaciones que tienen por finalidad analizar el impacto en la seguridad causado por modificaciones en las instalaciones, por la ocurrencia de eventos relevantes o por cualquier otro motivo justificado.

A continuación se reseñan, para cada una de las instalaciones nucleares existentes, las evaluaciones de seguridad que se llevaron a cabo durante las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha y operación.

#### **14.1.1 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

El diseño de esta central se realizó a fines de la década del 60, época en que los criterios predominantes se basaban en la concepción determinística de la seguridad, particularmente en el denominado “máximo accidente creíble”. Por otra parte, la CNA-I fue adquirida por la Comisión Nacional de Energía Atómica bajo la modalidad denominada “llave en mano”. Ese fue el motivo por el que esa institución sólo tuvo acceso parcial a la información relacionada con los aspectos conceptuales del diseño y con los escenarios accidentales. En esas circunstancias, la Entidad Responsable y el Organismo Regulador tuvieron que examinar otros escenarios accidentales para verificar la seguridad de la instalación.

##### **14.1.1.1 Emplazamiento**

Los estudios relativos al emplazamiento de la CNA-I (ver Sección 17.5.1) abarcaron diversos aspectos, entre los cuales se mencionan:

- Ubicación geográfica, distribución de la población rural y de localidades cercanas, vías de comunicación terrestre y fluvial.
- Régimen de escurrimiento del Río Paraná, fenómenos hidrológicos extremos, capacidad de disipación como sumidero final de calor, dispersión hidrológica.
- Características geotécnicas del sitio.
- Explotaciones industriales y agrícola-ganaderas en la zona de influencia.
- Meteorología, fenómenos meteorológicos extremos, dispersión atmosférica.

La información reunida a través de estos estudios tuvo diferentes aplicaciones, por ejemplo:

- Determinación de la cota de edificación de la casa de bombas y la descarga al río del agua de refrigeración del condensador de la turbina de recuperación.
- Datos de diseño para la construcción de los edificios (velocidad del viento en tornados, características mecánicas del suelo, etc.) y los sistemas de retención y liberación al ambiente de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Determinación de los límites de descarga al ambiente de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Implementación de los planes de emergencia.

#### 14.1.1.2 Diseño y construcción

El 31 de mayo de 1968 se firmó un contrato entre la Comisión Nacional de Energía Atómica y la *Siemens-Kraftwerk Union AG* para la construcción de una central nuclear cuyo combustible fuera uranio natural y su refrigerante y moderador agua pesada. Como condición para autorizar la construcción de la planta, la Comisión Nacional de Energía Atómica requirió un análisis preliminar de seguridad que más tarde se convertiría en el análisis final de seguridad requerido en la licencia de operación.

Con respecto a la seguridad radiológica y nuclear de la instalación, se estipuló que el diseño debía satisfacer las normas, regulaciones y leyes vigentes en la República Federal de Alemania, país de origen del proveedor de la planta. Además, la Comisión Nacional de Energía Atómica debía disponer de los planos y documentos pertinentes, tener acceso a la obra en construcción y a las plantas de fabricación de componentes, así como llevar a cabo todas aquellas inspecciones que considerara necesario.

La evaluación más completa de la seguridad de la CNA-I durante las etapas de diseño y construcción es el Informe de Seguridad. Principalmente comprende los datos relacionados con las características del lugar de emplazamiento, el diseño técnico básico de los sistemas nucleares y de radioprotección, la descarga de efluentes líquidos y gaseosos al ambiente y las acciones de protección en respuesta a fallas creíbles en la instalación.

El Informe de Seguridad de la CNA-I refleja claramente el criterio determinístico en que se basó el diseño de esta central. En el Apartado 13 de dicho informe, no obstante, se analizan una serie de perturbaciones (secuencias accidentales) y las correspondientes contramedidas, que permiten formar un juicio sobre la seguridad de la instalación. Este informe de seguridad se encuentra actualmente en una etapa de completa revisión.

Por otra parte, se han llevado a cabo evaluaciones determinísticas relacionadas a los análisis del plan de mejoras y actualización (*backfitting*) de la instalación, tales como mejoras del sistema eléctrico y construcción del segundo sumidero de calor. Además, como resultado del análisis probabilístico de seguridad se han introducido modificaciones al diseño, que dan prioridad a los denominados "contribuyentes dominantes al riesgo", y que permiten, cuantitativa y cualitativamente, diferentes opciones de diseño y modos de operación de la planta. El análisis probabilístico de seguridad mostró algunas debilidades tanto en el diseño como en la operación; el Organismo Regulador requirió la inmediata implementación de acciones correctoras (ver Sección 6.2.1.6).

#### 14.1.1.3 Puesta en marcha

En el año 1969 la Comisión Nacional de Energía Atómica firmó un contrato con la organización alemana de inspecciones *Technischer Überwachungs Verein, Baden (TÜV)* con el objeto de llevar a cabo evaluaciones de seguridad e inspecciones independientes como había sido estipulado en el contrato original.

En 1971, la *Technischer Überwachungs Verein, Baden* emitió un informe relacionado a la construcción de la CNA-I, conteniendo principalmente una serie de requerimientos, recomendaciones y pedidos de información adicional. Asimismo llevó a cabo inspecciones a la fabricación de componentes electromecánicos para la CNA-I. Mas tarde, durante la instalación de los componentes electromecánicos diseñó un plan de pruebas e inspección para los sistemas relacionados con la seguridad. A partir de la finalización del contrato con la *Technischer Überwachungs Verein* en 1972, la Comisión Nacional de Energía Atómica tuvo a su cargo la responsabilidad de llevar a cabo el plan de pruebas e inspección.

Fue por entonces que dentro de la Comisión Nacional de Energía Atómica se constituyó el grupo de Control e Inspección de Seguridad en Instalaciones Nucleares (CISIN) para la puesta en marcha. Dicho grupo tuvo a su cargo la responsabilidad de evaluar y poner en práctica los requerimientos, recomendaciones y pedidos de información aún pendientes, así como asesorar a sus autoridades en lo que respecta a la CNA-I y al proceso de licenciamiento de personal de operación.

#### 14.1.1.4 Operación

Las evaluaciones de seguridad relacionadas a la operación de la central cubren todos los modos de operarla e incluyen una revisión periódica de los modos de falla de estructuras, sistemas y componentes, identificando las consecuencias de tales fallas. Dado que la planta está en operación desde hace más de 24 años y los criterios de seguridad en operación han evolucionado durante ese lapso, es



necesario un esfuerzo adicional para tener en cuenta la aplicación de nuevos criterios.

Por un lado, las evaluaciones de seguridad relacionadas con la operación están orientadas fundamentalmente al análisis de accidentes operacionales que pueden ocurrir en esta planta o en cualquier otra, a la determinación detallada de sus causas raíz y a la evaluación de las acciones que deben tomarse para evitar recurrencia. Por otra parte también se analizan las políticas y principios de operación, teniendo en cuenta los aspectos de seguridad, el programa de vigilancia, el programa de mantenimiento y el manual de operación.

El análisis probabilístico de seguridad que se realizó en la CNA-I es la evaluación de seguridad más relevante realizada hasta el momento en esta central.

El Organismo Regulador requirió a la Entidad Responsable la ejecución de dicho análisis porque:

- Las modificaciones introducidas en los sistemas y procedimientos operativos de la central, particularmente el aumento de potencia y las derivadas de la falla del canal del R06 (ver Sección 6.2.1.1), requerían de una revisión.
- El estado del arte permitía, por esa época, elaborar un estudio de seguridad sobre bases probabilísticas, lo cual no había sido posible durante las etapas de diseño, construcción y primeros años de operación de la central, debido al escaso desarrollo de dicha herramienta de análisis en la década del '70.

Este análisis probabilístico de seguridad, que comprende eventos de pérdida de refrigerante clasificados en 5 grupos, 17 transitorios de planta y otros eventos iniciantes (como por ejemplo la falla del recipiente de presión) permitió seleccionar el conjunto de secuencias accidentales que más contribuye al daño del núcleo. Durante su realización se analizaron varios procedimientos de mantenimiento y pruebas repetitivas, y se re-evaluaron los análisis termohidráulicos de las principales secuencias accidentales.

Actualmente se está llevando a cabo un análisis probabilístico de seguridad para la CNA-I en la condición de planta parada.

Cabe mencionar que el análisis probabilístico de seguridad de la CNA-I fue revisado por un comité especial del OIEA denominado IPERS, cuyo dictamen fue favorable. Todas las recomendaciones de dicho comité fueron tenidas en cuenta.

Otros estudios de seguridad realizados por la Entidad Responsable son los siguientes:

- Estudio probabilístico de seguridad de la CNA-I con el objeto de demostrar el cumplimiento de la central con la norma AR 3.1.3.
- Actualización del sistema de refrigeración de la planta (*CNA-I Backfitting Study Second Heat Sink - June 1996*). La evaluación comprendió, entre otros

estudios, una serie de análisis termohidráulicos de accidentes con pérdida pequeña de refrigerante realizados por *Siemens Kraftwerk Union AG*. Los análisis revelaron algunas deficiencias en el sistema de refrigeración de emergencia. Estos resultados impulsaron el desarrollo del proyecto del segundo sumidero de calor (sistema alternativo e independiente del actual para extraer el calor de decaimiento del núcleo - ver Sección 6.2.1.4).

- Actualización del sistema eléctrico de emergencia de la planta (*CNA-Backfitting Study Emergency Power Supply - June 1996*). Los resultados demostraron la necesidad de mejorar el criterio de independencia física del sistema eléctrico de emergencia (ver Sección 6.2.1.5).
- Evaluación del estado de componentes internos del reactor luego de la falla del canal R06.
- Desarrollo de un manual de políticas y principios.

## 14.1.2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

### 14.1.2.1 Emplazamiento

Desde el año 1974, es decir diez años antes de la puesta en marcha de la central, se recabaron datos de las características ambientales de la zona del emplazamiento de la instalación (ver Sección 17.5.2). Se realizaron estudios para determinar los aspectos hidrológicos de la cuenca del Río Ill y particularmente, del lago de Embalse.

Se determinaron las características hídricas y del uso del agua para consumo directo y riego. En este último aspecto no sólo se determinó el aprovechamiento de los recursos hídricos sino que, además, se efectuaron las proyecciones que contemplaban la tendencia creciente del consumo sobre la base del desarrollo económico esperado en la región.

Otro aspecto que se tuvo en cuenta en los estudios preoperacionales de la CNE se refiere a las condiciones meteorológicas de la zona, con datos del período 1972-1981, obtenidos de la estación micrometeorológica que opera desde el año 1971 en el sitio del emplazamiento.

Se realizó un estudio climatológico para evaluar: el comportamiento medio, diario y anual de la temperatura ambiente, la variación de la temperatura del agua del lago en función de la profundidad, la humedad relativa ambiente, la dirección y velocidad del viento, la persistencia de valores extremos de temperatura y humedad, el comportamiento anual de la precipitación y su relación con la dirección del viento.

También se realizaron estudios geológicos y sismológicos relativos a la seguridad del emplazamiento. Se recopiló información sobre la sismología del lugar y se aplicaron metodologías de evaluación del riesgo sísmico.

Los resultados de los estudios preoperacionales de la CNE conforman el "Informe ambiental sobre el emplazamiento y el área de influencia de la CNE". De dichos estudios participaron diversos institutos del país, incluyendo las Universidades Nacionales de Córdoba, Río Cuarto y La Plata, quienes llevaron a cabo estudios ecológicos y ambientales para evaluar la influencia de la central nuclear en el ambiente, por ejemplo sobre las especies presentes en el ecosistema por la descarga de agua de refrigeración del condensador.

#### 14.1.2.2 Diseño y construcción

Durante las etapas de diseño y construcción de la central, el Organismo Regulador realizó numerosas evaluaciones de seguridad sobre la base de la información suministrada por la Entidad Responsable en los siguientes documentos:

- Informe preliminar de seguridad.
- Manuales de diseño.
- Guías de diseño.
- Planos, esquemas, etc.

El diseño de la CNE data de mediados de la década del 70. Aunque para esa época los criterios probabilísticos de seguridad no habían alcanzado el grado de desarrollo que poseen actualmente, puede decirse que la seguridad del reactor CANDU 600 se basa, al menos en parte, en enfoques probabilísticos. Prueba de ello es la aplicación de las Matrices de Diseño (*Safety Design Matrix*) desarrolladas por la *Atomic Energy of Canada Limited*, para la revisión del diseño de este tipo de reactor. Las matrices aplicadas a plantas canadienses equivalentes, aunque teniendo en cuenta sus limitaciones, permitieron la detección y corrección de algunos defectos de diseño y la elaboración de procedimientos de operación para situaciones anormales.

Se llevaron a cabo evaluaciones de los aspectos determinísticos y probabilísticos. Con respecto a los primeros, se realizó un estudio para evaluar el modo en que el diseño de los sistemas de la central nuclear, particularmente los relacionados con la seguridad, cumplían con las normas aplicables (del Organismo Regulador argentino, del diseñador, la *Atomic Energy of Canada Limited*, y de la *Atomic Energy Control Board*). Con relación a los aspectos probabilísticos, se realizaron estudios de confiabilidad de los sistemas de parada del reactor, de refrigeración de emergencia del núcleo y de los sistemas de rociado. Dichos estudios fueron realizados por el diseñador como herramienta para controlar su disponibilidad durante la operación.

El Organismo Regulador creó un comité especial para coordinar las tareas relacionadas con el licenciamiento de la CNE (ver Sección 14.1.2.3). El comité desarrolló sus actividades durante la construcción y la puesta en marcha de la central y sus funciones principales fueron: analizar el Informe de Seguridad, el Programa de Puesta en Marcha, el Programa de Garantía de Calidad y otros documentos conexos; realizar o solicitar la ejecución de análisis de seguridad; efectuar inspecciones y auditorías; formular requerimientos a la Entidad Responsable.

El comité realizó, por su cuenta o encomendando su ejecución a terceros, numerosas evaluaciones de seguridad durante la construcción y la puesta en marcha de la planta. Cabe mencionar, como uno de los relevantes, la re-evaluación sísmica de la instalación.

El "sismo básico de diseño" para el sitio de la CNE fue definido por un valor de la aceleración horizontal del suelo equivalente a  $0,15 g$ . Con este valor se diseñaron las estructuras civiles del edificio del reactor y el edificio de servicios, así como los componentes de los sistemas de proceso nucleares, componentes, sistemas de seguridad y sistemas de refrigeración y suministro eléctrico post-sismo. Luego de iniciada la construcción de la central se obtuvo importante información adicional sobre las características geológicas (a través de datos de satélites) y sísmicas de la región de emplazamiento (del análisis de las consecuencias del terremoto de Cauce, San Juan, en el año 1978), que motivaron una revisión a fondo de las premisas para el diseño sísmico de la instalación.

El Organismo Regulador decidió realizar una re-evaluación de las características sismológicas del sitio y revisar las bases para el diseño sísmico de la central. El estudio fue encomendado al Instituto Nacional de Previsión Sísmica (INPRES) y al Departamento Estructuras de la Universidad Nacional de Córdoba. Este último sub-contrató la evaluación de los componentes electromecánicos a la firma norteamericana "*Structural Mechanics Association (SMA)*".

Los estudios sismológicos realizados indicaron la conveniencia de adoptar un valor pico de la aceleración horizontal entre 1,5 y 2 veces el valor original, para la verificación sismo-resistente de las estructuras y sistemas antes aludidos. Los resultados de dicha verificación fueron los siguientes:

Las estructuras civiles del edificio del reactor y gran parte del edificio de servicios, los sistemas de seguridad y de refrigeración y suministro eléctrico post-sismo así como los componentes pertenecientes a la barrera de presión del refrigerante primario, verificaron aceptablemente las nuevas condiciones de cálculo. Sin embargo fue necesario colocar refuerzos en algunos componentes, como en las columnas de soporte de los generadores de vapor y la estructura del sistema de rociado, en los anclajes de los ductos de ventilación y los ventiladores impulsores, e instalar amortiguadores en cuerpos de válvulas esbeltas y tensores en los intercambiadores de calor del sistema de refrigeración en parada.

En el edificio de servicios el nivel de daños debido a las nueva carga sísmica fue considerado aceptable teniendo en cuenta los requerimientos de seguridad para este tipo de edificios.

En 1991 la Entidad Responsable llevó a cabo una importante modificación del diseño original que condujo a la construcción de nuevas instalaciones para el almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados. Esas instalaciones incluyen: celdas de transferencia, vías de acceso al campo de silos, silos de almacenamiento, canastos para los elementos, mesa de trabajo, herramientas especiales para el manejo de los elementos, contenedor de transferencia, etc. Los requerimientos sísmicos cumplen con la norma AR 3.10.1 y los estudios geológicos y sismológicos del emplazamiento son consistentes con lo mencionado en la Sección 14.1.2.1 (ver Sección 6.2.2.4).

#### 14.1.2.3 Puesta en marcha

Durante la etapa de construcción y puesta en marcha el objetivo del Organo Regulador fue verificar que la construcción y el armado de estructuras, sistemas y componentes de la central se ejecutaran de acuerdo al diseño. El Organo Regulador además efectuó el seguimiento de las pruebas de funcionamiento de componentes, equipos y sistemas con el fin de verificar el cumplimiento con los requerimientos de diseño.

Para lograr ese objetivo el Organo Regulador conformó un comité *ad-hoc* denominado Comité Ejecutivo para el Licenciamiento de la CNE y decidió destinar inspectores residentes en la planta para llevar a cabo el seguimiento durante la puesta en marcha.

El Organo Regulador le requirió a la Entidad Responsable que conforme un comité *ad-hoc* con capacidad para tomar decisiones relacionadas con la puesta en marcha de la central, integrado por profesionales calificados con reconocida experiencia en el diseño, construcción y operación de reactores. Los miembros de ese comité fueron elegidos por la Entidad Responsable y aceptados por el Organo Regulador.

La Entidad Responsable implementó un programa de puesta en marcha, que fue la base del cronograma para las pruebas y las actividades relacionadas con esa etapa, incluyendo la planificación para la disponibilidad a tiempo de personal y equipo. Este programa fue autorizado por el Organo Regulador

La evaluación de seguridad más relevante realizada durante esta etapa consistió en la revisión de la versión final del Informe de Seguridad. La mayor parte del material agregado como resultado de la revisión, tuvo relación con los aspectos termohidráulicos de las distintas secuencias accidentales postuladas en el análisis de seguridad.

Por otra parte, dado que la fase de diseño del proyecto de esta central no había sido cubierta por un programa formal de garantía de calidad y que algunas debilidades de diseño descubiertas durante la puesta en marcha, implicaban contradicciones con algunas afirmaciones del Informe de Seguridad, el Organismo Regulador requirió a la Entidad Responsable:

1. Realizar una evaluación de seguridad de los sistemas de agua de servicio, suministro eléctrico, refrigeración en parada, así como del comportamiento de la planta frente a un LOCA pequeño o con el sistema moderador como refrigerante del núcleo. Estos requerimientos son parte del Documento CALIN 122/84, comentado en la Sección 6.2.2.5.
2. Revisar los Procedimientos de Operación en Emergencia sobre la base de las matrices de diseño o resultados de los análisis indicados en 1.

Esas evaluaciones permitieron conocer mejor el comportamiento de la planta frente a situaciones de falla y elaborar procedimientos de operación más eficientes, mejorando la capacidad de diagnóstico, el entrenamiento de los operadores y el manejo de dichas situaciones.

#### 14.1.2.4 Operación

Durante la operación de la central se han realizado, y se realizan permanentemente, diversas evaluaciones de la seguridad. Deben destacarse las siguientes:

- Análisis de eventos relevantes ocurridos.
- Estudio probabilístico de seguridad de la red eléctrica (realizado por la Entidad Responsable).
- Estudios en relación con el proyecto del "almacenamiento en seco de elementos combustibles irradiados".
- Revisión sistemática del Informe de Seguridad.
- Análisis preliminar de la interconexión entre los dos circuitos primarios para diversas secuencias accidentales.

Cabe mencionar además que se encuentra en desarrollo un análisis probabilístico de seguridad de nivel I (ver Sección 6.2.2.6).

#### 14.1.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II

La evaluación del sitio de emplazamiento de esta central se basó casi totalmente en los estudios correspondientes de la CNA-I, dada la similitud de diseño y la proximidad de ambas plantas (ver Sección 17.5.3). No obstante y a solicitud del Organismo Regulador, se revisó la cota de construcción de la casa de bombas debido a que, con posterioridad a la puesta en marcha de la CNA-I, aguas arriba

del sitio en que se ubican las dos centrales, se construyó la presa hidroeléctrica de Yaciretá. Así, los modelos de simulación que representan el régimen de escurrimiento del Río Paraná y los eventos hidrológicos extremos de la cuenca debieron ser modificados para incluir la eventual falla del muro de contención de dicha represa. Como resultado de estos estudios, la cota de construcción de la casa de bombas de la CNA-II se incrementó con respecto a la de la CNA-I.

Aunque esta central se encuentra actualmente en construcción, las evaluaciones llevadas a cabo demuestran que el riesgo impuesto al público por la CNA-II no excede los valores considerados aceptables por el Organismo Regulador, establecidos por la norma AR 3.1.3.

Desde el punto de vista relacionado con el emplazamiento, el diseño de la CNA-II previó la onda de presión por explosión y fenómenos meteorológicos extremos como tornados (ver Sección 17.5.3).

## **14.2 PROGRAMAS DE VERIFICACION DE LA SEGURIDAD**

En la CNA-I y la CNE se han establecido programas para el mantenimiento preventivo de las instalaciones, para las pruebas repetitivas de disponibilidad de sistemas en espera, para la inspección en servicio de los principales componentes y para el control y garantía de calidad.

El programa de mantenimiento preventivo fue concebido para mantener en el nivel original de diseño, el estado de componentes, equipos y sistemas y su funcionamiento en general. Las pruebas periódicas garantizan los valores de confiabilidad de diseño de sistemas relacionados con la seguridad, mientras que las inspecciones en servicio permiten prever la degradación del material de componentes principales debido al envejecimiento o a los efectos de la radiación, con la antelación que permita aplicar medidas correctivas.

El Organismo Regulador, por su parte, fiscaliza el cumplimiento de los programas mencionados, acorde a lo establecido en las normas y otros documentos y requisitos regulatorios. Para ello cuenta con un programa de inspecciones, auditorías y evaluaciones de seguridad específicas cuyos lineamientos generales se detallan a continuación.

### **14.2.1 INSPECCIONES, AUDITORIAS Y EVALUACIONES DE LA SEGURIDAD**

El propósito de las inspecciones es verificar el cumplimiento de las normas y otros requerimientos regulatorios. El Organismo Regulador realiza sus propias actividades de vigilancia para controlar la seguridad en una instalación nuclear. Las inspecciones regulatorias constituyen una base importante para la toma de

decisiones por parte del Organismo Regulador. El programa de inspecciones utiliza una serie de métodos que pueden agruparse en los siguientes ítems:

- *Verificación de procedimientos, registros y documentación:*

La Entidad Responsable debe documentar cuidadosamente sus actividades. Entre esos documentos que constituyen una base esencial para el control regulatorio, pueden mencionarse los siguientes: procedimientos de pruebas, registros de garantía de calidad, resultados de pruebas, registros de operación y mantenimiento y registros de deficiencias o eventos anormales. En algunos casos el Organismo Regulador analiza esos documentos como actividad previa a una inspección.

- *Vigilancia:*

El programa de inspecciones prevé la vigilancia directa de ciertas estructuras, sistemas, componentes, pruebas o actividades de interés regulatorio..

- *Entrevistas con el personal:*

Habitualmente los inspectores se comunican directamente con los supervisores y el personal que realiza actividades relacionadas con la seguridad. Particularmente cuando ocurre algún evento de interés, esta comunicación es imprescindible para realizar la reconstrucción del mismo y evaluar la respuesta del personal.

- *Pruebas y mediciones:*

Esta técnica consiste en la obtención de datos o mediciones en forma directa. Se la utiliza, generalmente, en el área de protección radiológica.

A continuación se presentan las características sobresalientes de las inspecciones regulatorias, sean éstas rutinarias o especiales (también conocidas como no rutinarias) (ver sección 7.3.3).

#### **14.2.1.1 Inspecciones rutinarias**

Las inspecciones rutinarias, básicamente llevadas a cabo por los inspectores residentes que representan al Organismo Regulador en las instalaciones, están dirigidas al seguimiento de las actividades normales de la planta, particularmente el monitoreo de los procesos y la verificación del cumplimiento de la documentación mandatoria.

Como se mencionó en la Sección 8.2, los cuatro inspectores residentes que el Organismo Regulador dispone en las centrales nucleares no sólo llevan a cabo continuamente la inspección general de todas las actividades de la planta que



revisten interés regulatorio, sino que además toman contacto directo con el personal de la instalación e interactúan con los grupos de análisis y evaluación.

Las inspecciones rutinarias a las centrales en funcionamiento cubren las áreas de Operación, Ingeniería y Protección Radiológica.

En el caso especial de la CNA-II las inspecciones rutinarias comprenden:

- El control de las condiciones de almacenamiento y conservación de componentes.
- El control de las tareas de mantenimiento y ejecución de pruebas de los equipos y sistemas instalados.

#### **14.2.1.2 Inspecciones especiales**

Las inspecciones especiales (o no rutinarias), en las que participan especialistas del Organismo Regulador en diversos temas, se realizan cuando se producen situaciones específicas o se hace necesario incrementar el esfuerzo de inspección. Los casos típicos son las salidas de servicio programadas y no programadas (incidentes).

#### **14.2.1.3 Auditorías regulatorias**

Las auditorías regulatorias se realizan a sectores específicos de la organización que efectúan actividades de mantenimiento, garantía de calidad, pruebas repetitivas, sistemas de protección radiológica y otros sistemas de interés regulatorio. Tienen como finalidad la evaluación exhaustiva de la calidad de las tareas realizadas, conforme a lo establecido en la documentación mandatoria. Los resultados se reflejan en requerimientos, recomendaciones y pedidos de información adicional a la Entidad Responsable de la central nuclear.

En general, el objetivo de las auditorías regulatorias es examinar el grado de cumplimiento de lo establecido en la documentación mandatoria. Las mismas se planifican, controlan, coordinan y ejecutan para cubrir aspectos organizativos, operativos o de procesos de la central nuclear y están a cargo de un equipo compuesto por especialistas del Organismo Regulador.

Finalizadas las auditorías, el grupo elabora un informe que contiene: alcance y objetivos, lista de la documentación aplicable y de referencia, lista de los integrantes del grupo auditor, lista del personal de planta que interviene, resumen de los resultados, conclusiones y recomendaciones. A fin de efectuar un seguimiento para verificar el cumplimiento de las recomendaciones mencionadas se llevan a cabo auditorías de seguimiento.

Cabe mencionar que se han llevado a cabo auditorías regulatorias a:

- a) El sistema de pruebas repetitivas de ambas centrales nucleares. Estas auditorías forman parte del programa de control de pruebas repetitivas ejecutado en las centrales.
- b) Las actividades de mantenimiento predictivo y preventivo de la CNA-I y la CNE.
- c) El sistema de protección radiológica de la CNA-I.
- d) El sistema de gestión de residuos de la CNE.

A partir de las conclusiones de las auditorías surgieron algunos requerimientos y recomendaciones efectuados a la Entidad Responsable. El programa mencionado en a) incluye el seguimiento del cumplimiento de los requerimientos y recomendaciones emitidas.

#### **14.2.1.4 Evaluaciones de seguridad**

En las evaluaciones se aplican principalmente dos métodos complementarios, el probabilístico y el determinístico (ver Secciones 7.2.2, 7.2.2.1 y 7.2.2.2).

El método determinístico permite conocer la respuesta de la instalación y sus sistemas de seguridad frente a los incidentes operativos que se tuvieron en cuenta como base del diseño. Para el análisis se utilizan métodos probados de ingeniería que predican el curso de los acontecimientos y sus consecuencias. Ellos abarcan disciplinas tales como: análisis termohidráulico, física de reactores, integridad estructural, control de sistemas y análisis del factor humano.

El método probabilístico incluye la evaluación de numerosas secuencias accidentales concebibles y sus consecuencias radiológicas, los análisis de confiabilidad (básicamente de los sistemas relacionados con la seguridad) y la identificación de cualquier debilidad en el diseño y operación de la central nuclear que pudiera contribuir al riesgo.

### **14.3 MANTENIMIENTO**

#### **14.3.1 INTRODUCCION**

Las tareas de mantenimiento se dividen en preventivas y correctivas. Para las tareas preventivas se dispone de un programa que indica el alcance y la frecuencia del mantenimiento de cada equipo o componente. Para permitir la detección temprana de fallas el programa se complementa con técnicas tales como análisis de vibración, ultrasonido, corrientes de inducción, análisis con infrarrojo, etc.

El mantenimiento preventivo se lleva a cabo con la planta en operación y durante las paradas programadas. Durante estas últimas se controlan los grandes componentes tales como las bombas principales del circuito primario y las bombas del moderador, dado que ello sólo puede llevarse a cabo en esa condición.

El mantenimiento correctivo se practica a diario y se organiza de acuerdo a la prioridad asignada a la solución de las fallas que se presentan.

Cada tarea se asienta en un plan de trabajo que contiene las indicaciones para su ejecución, teniendo en cuenta el principio ALARA.

Antes de la ejecución de tareas de mantenimiento que deben realizarse por primera vez, se requiere elaborar un plan de trabajo y someterlo a aprobación. Dicho plan debe realizarse en colaboración entre las secciones de Ingeniería, Operación, Mantenimiento y Protección Radiológica

Cada equipo cuenta con un registro histórico que contiene datos relacionados con su uso en el tiempo, las fallas y las acciones de mantenimiento preventivo y correctivo que se le efectuaron. Dicho informe es la base para la mejora del mantenimiento preventivo y correctivo. Es utilizado como una base de datos para determinar el stock de repuestos y la frecuencia de fallas necesaria para la evaluación probabilística de seguridad.

La frecuencia de las paradas programadas para el mantenimiento de las instalaciones se determinó en función de los siguientes criterios permanentes:

- Cumplimiento del programa de inspección en servicio.
- Revisión de grandes componentes de acuerdo a las recomendaciones del fabricante.
- Pruebas repetitivas de los sistemas de seguridad que requieren que la planta se encuentre fuera de servicio para su ejecución.
- Inspección de los generadores de vapor.
- Optimización de la exposición ocupacional.
- Optimización de los servicios de contratistas.

Desde el comienzo de la década del '90, durante las paradas programadas se agregaron las siguientes tareas a las ya consideradas en el criterio permanente:

#### *Central Nuclear Atucha I*

- Reemplazo de los canales de combustible cubiertos por la aleación Stellite-6 por otros con una aleación LC-1c que no contienen cobalto (ver Sección 6.2.1.3).

- Programa de actualización y mejoras (*backfitting*): segundo sumidero de calor (ver Sección 6.2.1.4) y modificación al sistema de alimentación eléctrica de emergencia (ver sección 6.2.1.5).

#### *Central Nuclear Embalse*

- Programa de inspección de los tubos de presión (ver Sección 6.2.2.2)
- Inspección de los alimentadores como parte del programa de inspección en servicio

### 14.3.2 ENVEJECIMIENTO

Ambas centrales nucleares cuentan con un programa de inspección de sus componentes (ver Sección 6.3.1.3) que entre otros abarca a todos aquellos relacionados con la seguridad.

La inspección de los generadores de vapor de ambas centrales, del recipiente de presión del reactor de la CNA-I y de los canales de presión de la CNE representa una parte importante del mencionado programa. Dado que el comportamiento de dichos componentes es determinante para el tiempo de vida útil de la instalación, el conocimiento del efecto del envejecimiento sobre los mismos permite tomar decisiones vinculadas al manejo de ese tiempo.

En el caso de los generadores de vapor, el espesor de la pared se controla a través de la técnica de corrientes parásitas, así como el depósito de barros (*crud*) sobre la placa tubo, la suciedad del generador de vapor (*fouling*) y el efecto del deterioro debido a vibraciones.

Estas inspecciones generan diferentes acciones:

- Taponamiento de tubos cuyo espesor disminuyó en un 50% o más.
- Limpieza de barros por medio de chorros de agua a presión.
- Limpieza química.
- Colocación de dispositivos anti-vibración.

La situación actual de los generadores de vapor se presenta en la Tabla 14.1

*Tabla 14.1 - Situación actual de los generadores de vapor*

| <b>CENTRAL NUCLEAR</b> | <b>Número de tubos</b> | <b>Número de tubos taponados</b> | <b>% de tubos taponados</b> |
|------------------------|------------------------|----------------------------------|-----------------------------|
| CNA-I                  | 7.938                  | 138                              | 1,7                         |
| CNEI                   | 14.200                 | 27                               | 0,2                         |

El estado de los generadores de vapor se considera satisfactorio y no está previsto su reemplazo durante la vida útil de las centrales.

La Sección 6.2.1.7 es la que se refiere al recipiente de presión de la CNA-I.

Los intercambiadores de calor del moderador de la CNA-I se diseñaron previendo que no fuera necesaria su inspección. Sin embargo, debido a las bajas temperaturas en el circuito del moderador, han acumulado productos de fisión y de corrosión activados que los llevaron a ubicarse entre los componentes con más alto nivel de irradiación de la planta.

Su limpieza e inspección no se llevará a cabo hasta que se complete el reemplazo de los canales de refrigeración (que son los principales contribuyentes a la producción de cobalto). Sin embargo, se formó un grupo específico para actuar en caso de ser necesario proceder al taponamiento de tubos. A tal fin y para facilitar las tareas, se ha diseñado un conjunto de blindajes móviles y herramientas de corte, inspección de soldaduras y taponado. Se estima que con la ayuda de esas herramientas, una intervención en uno de los intercambiadores de calor del moderador demandaría unos 20 días con una dosis colectiva de 2 Sv hombre.

El seguimiento de los componentes de instrumentación y control merecen especial atención. Especialistas pertenecientes a la gerencia de ingeniería de la Entidad Responsable junto a los de secciones de ingeniería de ambas plantas, han llevado a cabo la supervisión de la instrumentación y componentes electrónicos potencialmente afectados por el envejecimiento u obsolescencia.

Los componentes que fueron discontinuados por sus fabricantes constituyen un caso especial.

La evaluación del envejecimiento, la obsolescencia y la discontinuidad en la fabricación, tres aspectos que pueden ser englobados en la denominación de envejecimiento, requiere un análisis de cada componente afectado que aporte tanto una respuesta como una solución con relación a los siguientes aspectos:

- Especificaciones de diseño y requerimientos a satisfacer.
- Requisitos de confiabilidad.
- Clasificación de acuerdo a condiciones ambientales, sísmicas, etc.
- Certificación de pruebas y simulaciones.
- Programa de garantía de calidad.
- Calificación de proveedores.

Los efectos de la obsolescencia básicamente se evalúan cuando se reemplaza un componente por otro en respuesta al mantenimiento correctivo. En general esto se aplica a componentes modernos de instrumentación y control y fácilmente reemplazables. Normalmente, los cambios introducidos por razones de

obsolescencia están asociados a políticas de mantenimiento correctivo (por ejemplo: los relés húmedos de mercurio usados en sistemas de seguridad).

El procedimiento descrito también se aplica a componentes electromecánicos, particularmente los vinculados a la seguridad.

Los análisis efectuados hasta el momento involucraron aquellos componentes que revelaron fallas por envejecimiento. El Organismo Regulador recientemente le requirió a la Entidad Responsable que elabore un programa relacionado con la gestión de envejecimiento con el objeto de seleccionar los componentes significativos, para los cuales se debería evaluar el impacto resultante de su envejecimiento. Tal estudio incluiría el análisis de los mecanismos de envejecimiento, la estimación de las consecuencias del envejecimiento sobre la confiabilidad, el cálculo del tiempo de vida remanente, la determinación del método para su monitoreo y, finalmente, la sugerencia de acciones necesarias para mitigar los efectos del envejecimiento (por ejemplo: mejoras en el mantenimiento, la operación y el diseño).

El Organismo Regulador también identificó aquellos aspectos que tienen que ser discutidos por adelantado, como en el caso de otros aspectos vinculados a la experiencia operativa (por ejemplo el cambio de los detectores neutrónicos en el núcleo de la CNE).

Los tubos de presión de la CNE se inspeccionan periódicamente y se espera que operarán hasta el final de su vida útil.

### 14.3.3 **STOCK DE REPUESTOS DE LAS CENTRALES NUCLEARES**

Al comienzo de la explotación comercial de las instalaciones nucleares, ambas plantas contaban con un *stock* completo de repuestos. Esto aportó el tiempo necesario para que ambas instalaciones nucleares formularan sus estrategias de *stock* y determinaran el valor del *stock* mínimo de los repuestos críticos. Los criterios de prioridad y otros factores que se tuvieron en cuenta a tal fin fueron los siguientes:

#### *Criterio de prioridad*

- Los repuestos que pertenecen a sistemas relacionados con la seguridad son prioritarios. Aunque los sistemas sean redundantes, una falla en cualquiera de las redundancias debe repararse en un plazo de algunas horas, tal cual lo establece el Manual de Políticas y Principios. Cuando se alcanza la fecha de expiración del plazo mencionado, la central debe conducirse y mantenerse en parada segura.
- En segundo lugar en orden de prioridad, están aquellos repuestos o componentes no redundantes, cuya falla conduce a un estado de fuera de

servicio, por ejemplo los sellos de las bombas principales, repuestos de la máquina de recambio de combustible, turbinas, etc.

#### *Otros factores*

- La frecuencia de reemplazo. Usualmente se basa en el valor de la vida útil informado por el fabricante o en valores históricos surgidos de la experiencia en la propia planta o en cualquier otra instalación similar (por ejemplo otro CANDU 600).
- El tiempo demandado por las gestiones vinculadas a la provisión. Depende del lugar donde se fabrica el repuesto (nacional o extranjero) y del tiempo demandado por el transporte y las gestiones de aduana si es el caso.
- Tiempo de entrega. Lo determina el fabricante de acuerdo a la cantidad de repuestos solicitados, particularmente si el proveedor no cuenta con el *stock* suficiente.

En función de estos datos se establece un valor mínimo del *stock* teniendo en cuenta, además, retardos imprevistos durante el proceso completo.

Otro modo de comprar repuestos está determinado por las paradas programadas, por el cual se lleva a cabo una compra específica de aquellos repuestos que pueden requerirse durante el mantenimiento preventivo de componentes y sistemas.

En la mayoría de los casos las compras se efectúan a través de los proveedores habituales de las plantas: *Siemens-Kraftwerk Union AG* para la CNA-I y la *Atomic Energy of Canada Limited* y la *Societa Italiani Impianti P.A.* para la CNE. Ello facilita la gestión de compra porque dichas compañías tienen representantes en el país, lo que resulta conveniente en situaciones excepcionales en las que se requiere que se provea un repuesto con urgencia.

Para el caso de la CNE se ha abierto una nueva posibilidad a través del *Candu Owners Group*, uno de cuyos servicios es la compra simultánea de repuestos para las plantas CANDU. Dicha modalidad permite una adecuada provisión de repuestos.

Para aquellos repuestos cuya fabricación, o la fabricación de cualquiera de sus componentes, ha sido discontinuada se requiere un tratamiento especial. En tales casos, se debe comprar una gran cantidad de los mismos o iniciar un proceso de sustitución después de analizar las especificaciones técnicas y buscar un nuevo proveedor calificado.

Se debe enfatizar que desde el comienzo de la operación comercial de las centrales nucleares no se han producido detenciones ni retardos en el reinicio de las operaciones, debidos a la falta de repuestos.

#### **14.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

De lo expuesto en el presente capítulo surge que en el país periódicamente se llevan a cabo evaluaciones de seguridad detalladas y sistemáticas, a lo largo de cada una de las etapas de la vida de las instalaciones nucleares. Dichas evaluaciones verifican que el estado y las condiciones de operación de las plantas responden a las previsiones de su diseño, a los límites y condiciones impuestos por el Organismo Regulador y a cualquier otro requerimiento nacional sobre seguridad. Por lo tanto, el país cumple las obligaciones impuestas por el Artículo 14 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.



# ARTICULO 15

## PROTECCION RADIOLOGICA

### 15.1 CRITERIOS GENERALES

Los criterios básicos de protección radiológica aplicados en el país establecen que:

- Las prácticas que utilicen radiaciones deben ser justificadas.
- La protección radiológica debe ser optimizada.
- Deben respetarse los límites y las restricciones de dosis establecidos.
- Los accidentes deben ser adecuadamente prevenidos, pero si ellos ocurren se deben mitigar sus consecuencias radiológicas.

Estos criterios se aplican en el país desde hace más de dos décadas.

El criterio de justificación establece que toda práctica que implique o pueda implicar exposición de personas a las radiaciones ionizantes, sólo estará justificada si origina un beneficio neto positivo para la sociedad. En el caso de las instalaciones alcanzadas por el presente informe no parece necesario abundar en detalles sobre su justificación.

En cuanto a la optimización de los sistemas de protección radiológica, es política del Organismo Regulador requerir que la exposición de las personas debido a una práctica justificada se mantenga tan baja como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos (ALARA). Para satisfacerse que un sistema está optimizado, el Organismo Regulador requiere que se detallen las opciones técnicamente disponibles, la reducción de la dosis colectiva y los costos asociados a cada opción.

El límite de dosis efectiva para miembros del público es 1 mSv en un año y se aplica a la dosis efectiva total promedio en el grupo crítico debida a todas las instalaciones y prácticas. Los límites anuales de dosis equivalente son 15 mSv para el cristalino y 50 mSv para la piel.

A fin de considerar la contribución de las prácticas desarrolladas a nivel regional y global a la dosis en el grupo crítico y contar con un margen adecuado para prácticas futuras, el Organismo Regulador ha establecido restricciones de dosis para una única instalación, tanto sobre la dosis efectiva comprometida como sobre la dosis efectiva colectiva. Para el caso de las centrales nucleares, esas restricciones son:

- La dosis efectiva comprometida en el grupo crítico no debe exceder 0,3 mSv en un año, y
- La dosis efectiva colectiva no debe exceder 15 [Sv hombre (GW<sub>(e)</sub> año)<sup>-1</sup>] de energía eléctrica generada.

Para aplicar estas restricciones el Organismo Regulador limita las descargas autorizadas al ambiente (restricción de descargas) (ver Sección 15.3). El valor de 0,3 mSv se aplica cuando se demuestra que el sistema de descargas de efluentes ha sido optimizado. En caso contrario, ese valor es más restrictivo y no debe exceder de 0,1 mSv por instalación.

En cuanto a los límites de dosis para la exposición ocupacional el Organismo Regulador establece que:

- El límite de dosis efectiva es 20 mSv en un año. Este valor debe ser considerado como el promedio en 5 años consecutivos (100 mSv en 5 años), no pudiendo excederse 50 mSv en un único año.
- El límite de dosis equivalente es 150 mSv en un año para el cristalino y 500 mSv en un año para la piel.

El límite de dosis se aplica a la suma de la dosis debida a la exposición externa en el período considerado más la dosis comprometida debida a las incorporaciones en el mismo período.

Estos límites han entrado en vigencia en enero de 1995 y desde entonces también se contabiliza el valor de la dosis efectiva acumulada para el control del promedio quinquenal.

## 15.2 NORMAS RELATIVAS A LA PROTECCION RADIOLOGICA

Previo a la puesta en marcha comercial de una central nuclear la Entidad Responsable debe presentar al Organismo Regulador la documentación mandatoria establecida en la norma AR 3.7.1, entre la que se incluye principalmente:

- el Informe Final de Seguridad,
- el Manual de Operación,
- el Código de Práctica,
- el Manual de Mantenimiento,
- el Plan de Emergencia, y
- el Manual de Monitoraje.

Por otra parte, los criterios del Organismo Regulador en relación con la seguridad radiológica en las centrales nucleares han sido definidos en las normas AR 10.1.1, AR 3.1.1 y AR 3.1.2.

Además de la documentación mandatoria, el Organismo Regulador requiere documentación adicional que demuestre claramente que la operación de cada central nuclear se efectúa dentro de los límites y condiciones de operación autorizados, y que permita evaluar posibles desviaciones. En tal sentido, se requieren registros que contengan información relativa a la operación, a

desviaciones respecto de los límites y condiciones de operación, a errores humanos o fallas en los sistemas de seguridad, etc. (ver Secciones 9.3, 19.3.1 y 19.4.1).

La Norma Básica de Seguridad Radiológica (AR 10.1.1) establece los lineamientos generales para lograr un nivel apropiado de protección contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y los específicamente enfocados a la seguridad radiológica de las instalaciones o prácticas que las involucran.

La Norma AR 3.1.1 determina los criterios de diseño que se deben satisfacer en relación con la exposición ocupacional en las instalaciones nucleares. Para ello establece restricciones de dosis durante la operación normal, el mantenimiento, la reparación y la inspección de esas instalaciones.

La Norma AR 3.1.2, por su parte, se refiere a la limitación de las descargas de efluentes radiactivos al ambiente, estableciendo el límite de la dosis efectiva total al grupo crítico y de la dosis efectiva colectiva.

Por otra parte, la documentación mandatoria establece que además de los eventos relevantes, se comunique al Organismo Regulador en tiempo y forma según lo establecido en la licencia de operación, lo siguiente:

- las descargas de efluentes líquidos y gaseosos al ambiente (trimestral y anualmente);
- las dosis incurridas por el personal (trimestral y anualmente);

Para las exposiciones potenciales el Organismo Regulador desarrolló un criterio probabilístico de seguridad cuyo objetivo es limitar el riesgo individual en los miembros del público. Para cada instalación, el riesgo individual asociado a una determinada secuencia accidental debe ser, como máximo, el mismo que el asociado a situaciones normales en tal instalación. Este criterio está contenido en la norma AR-3.1.3 y se aplica en Argentina desde hace 15 años.

La norma AR 3.1.3 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, podrían conducir a exposiciones no deseables de personas a la radiación.
- Se debe calcular la probabilidad anual de ocurrencia de cada una de ellas y las consecuencias radiológicas resultantes en el grupo crítico.
- La identificación de las secuencias accidentales y el cálculo de la probabilidad anual de ocurrencia se debe efectuar aplicando técnicas apropiadas, tales como las técnicas del árbol de eventos y árbol de fallas.

### 15.3 CONDICIONES PARA LA LIBERACION DE MATERIAL RADIOACTIVO

De acuerdo a las normas regulatorias, los sistemas de retención de efluentes deben estar optimizados. A satisfacción del Organismo Regulador se deben detallar las distintas alternativas consideradas para el tratamiento de los efluentes, los costos de cada alternativa y la reducción de la dosis efectiva colectiva lograda en cada caso. La selección de la opción óptima se realiza de acuerdo con los procedimientos usuales.

Cuando la optimización se lleva a cabo mediante un análisis costo-beneficio, se utiliza un valor del coeficiente de proporcionalidad entre el costo social y la dosis colectiva, de 10.000 dólares estadounidenses por Sievert hombre.

Las restricciones de dosis en la población para una práctica en particular son consistentes con las propuestas por el OIEA, pero son más conservativas por la doble condición de aplicarse a la dosis individual y a la dosis colectiva (ver Sección 15.1).

La licencias de operación extendidas por el Organismo Regulador a las centrales nucleares dispone que las dosis en el grupo crítico debidas a las descargas de efluentes radiactivos al ambiente deberán ser tan bajas como sea razonablemente posible y no deberán exceder las restricciones dadas en términos de la siguiente expresión:

$$\sum_i \frac{A_i}{K_i} < L$$

donde

- $A_i$  es la actividad del nucleido  $i$  liberada al ambiente en el período considerado
- $K_i$  es un valor constante de actividad, estipulado para el nucleido  $i$ , para una dada instalación
- $L$  es el límite para esta suma de fracciones, con valores diferentes para los distintos períodos que se consideran;  $L = 10^{-2}$  en un día,  $L = 3 \times 10^{-1}$  en tres meses y  $L = 1$  en un año.

El valor de  $K_i$  se calcula para cada instalación, radionucleido y tipo de descarga (gaseosa y líquida) mediante el empleo de modelos específicos para estimar las dosis en el grupo crítico, teniendo en cuenta las características de los emplazamientos y la ubicación de los grupos críticos.

Esta modalidad de evaluación permite asegurar que respetándose esta desigualdad no se superarán las restricciones de dosis para el público.

Las emisiones de efluentes gaseosos y líquidos, que tienen lugar durante el funcionamiento normal de las instalaciones nucleares, se monitorean y controlan

constantemente. En caso de detectarse apartamientos significativos con respecto a los promedios históricos ó tendencias crecientes de las actividades descargadas anualmente, ello debe ser debidamente analizado y justificado.

Además del monitoraje de las descargas de efluentes, el Organo Regulador requiere la implementación de un programa de monitoraje ambiental en los alrededores de la instalación, que incluye la medición de actividad en muestras de agua, sedimentos, vegetales, peces, leche y toda otra muestra de la biosfera circundante.

## **15.4 IMPACTO AMBIENTAL**

Con el fin de evaluar el impacto ambiental debido a la operación de las centrales nucleares se llevaron a cabo numerosos estudios del área del emplazamiento. Algunos de ellos incluyen datos de épocas anteriores al inicio de la explotación de las instalaciones y otros tuvieron su origen durante la operación de las mismas.

El objetivo de alguno de estos estudios fue comparar la evolución de los parámetros significativos en el ambiente antes y durante el funcionamiento de las centrales nucleares. Deben mencionarse los estudios de las características climatológicas, hídricas y sismológicas de la región, los referidos a la distribución y características de la población, a la vivienda, a las actividades humanas y a las características agrícola-ganaderas, así como aquellos relacionados a los hábitos alimenticios en las zonas del emplazamiento.

Además, para evaluar la distribución teórica de los radionucleidos en los compartimentos ambientales de la cadena alimenticia del hombre, se calcularon los factores de dilución. Asimismo, se realizaron evaluaciones radioecológicas en especies vegetales, en animales silvestres, en sedimentos y en otros componentes del ecosistema.

### **15.4.1 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

#### **15.4.1.1 Descargas radiactivas al ambiente**

Los límites de descargas gaseosas y líquidas autorizados por el Organo Regulador forman parte de la licencia de operación y se presentan en las Tablas 15.1 y 15.2 respectivamente. Estos límites fueron establecidos para una dosis en el grupo crítico muy por debajo de 0,3 mSv.

*Tabla 15.1 – Límites autorizados de descargas gaseosas para la CNA-I*

| NUCLEIDO      | $K_i$<br>(TBq)     |
|---------------|--------------------|
| Sr-89         | $2 \times 10^0$    |
| Cs-134        | $5 \times 10^{-2}$ |
| H-3           | $1 \times 10^4$    |
| Kr-85m        | $6 \times 10^3$    |
| Kr-88         | $5 \times 10^2$    |
| Ba-140        | $5 \times 10^0$    |
| Ru-106        | $3 \times 10^{-1}$ |
| Sb-124        | $1 \times 10^0$    |
| Xe-133        | $3 \times 10^4$    |
| Ar-41         | $7 \times 10^2$    |
| Co-60         | $1 \times 10^{-1}$ |
| Cs-137        | $3 \times 10^{-2}$ |
| I-131         | $4 \times 10^{-2}$ |
| Kr-87         | $7 \times 10^2$    |
| Transuránidos | $2 \times 10^{-3}$ |
| Ru-103        | $5 \times 10^0$    |
| Sb-122        | $1 \times 10^1$    |
| Sr-90         | $4 \times 10^{-2}$ |
| Xe-135        | $4 \times 10^3$    |

*Tabla 15.2 – Límites autorizados de descargas líquidas para la CNA-I*

| NUCLEIDO      | $K_i$<br>(TBq)     |
|---------------|--------------------|
| Ba-140        | $4 \times 10^2$    |
| Co-60         | $1 \times 10^1$    |
| Cs-134        | $6 \times 10^{-1}$ |
| Fe-59         | $9 \times 10^1$    |
| I-131         | $2 \times 10^1$    |
| Mn-54         | $6 \times 10^1$    |
| Sb-125        | $1 \times 10^2$    |
| Ru-106        | $9 \times 10^1$    |
| Sb-124        | $3 \times 10^2$    |
| Sr-90         | $1 \times 10^1$    |
| Zr-95         | $6 \times 10^1$    |
| Ce-144        | $6 \times 10^1$    |
| Ag-110m       | $8 \times 10^1$    |
| Cr-51         | $2 \times 10^3$    |
| Cs-137        | $7 \times 10^{-1}$ |
| H-3           | $1 \times 10^5$    |
| Transuránidos | $5 \times 10^0$    |
| Ni-65         | $2 \times 10^4$    |
| Ru-103        | $7 \times 10^2$    |
| Sb-122        | $4 \times 10^2$    |
| Sr-89         | $8 \times 10^1$    |
| Zn-65         | $6 \times 10^0$    |
| Co-58         | $7 \times 10^1$    |

La Tabla 15.3 presenta las descargas gaseosas al ambiente desde que comenzó a operar la CNA-I, discriminando las correspondientes a I-131, H-3, aerosoles y gases nobles; incluye además una estimación de las descargas de C-14 teniendo en cuenta las mediciones realizadas durante los años 1983 y 1986.

En la Tabla 15.4 se presentan las descargas líquidas al ambiente desde el inicio de la operación de la CNA-I hasta diciembre de 1997, discriminándose en descargas líquidas de H-3 y emisores gamma.

El 90% de la descarga total promedio al ambiente de la CNA-I correspondió al tritio. Si se comparan las descargas con los respectivos límites anuales, ellas resultaron menores al 10% de los mismos.

#### 15.4.1.2 Exposición del público

El promedio anual de dosis en el grupo crítico por la operación de la CNA-I en el período 1974-1997, resultó inferior al 2% de la restricción de dosis individual establecida. Las descargas gaseosas fueron el principal contribuyente.

*Tabla 15.3 – Actividad liberada al ambiente por la CNA-I como descargas gaseosas*

| AÑO      | I-131<br>(TBq)       | Tritio<br>(TBq)   | Aerosoles<br>(TBq)   | Gases nobles<br>(TBq) | C-14<br>Valores estimados<br>(TBq) |
|----------|----------------------|-------------------|----------------------|-----------------------|------------------------------------|
| 1974     | $3,0 \times 10^{-4}$ | $8,0 \times 10^0$ | $2,3 \times 10^{-5}$ | $6,7 \times 10^1$     | $4,0 \times 10^{-1}$               |
| 1975     | $4,6 \times 10^{-5}$ | $3,8 \times 10^1$ | $5,4 \times 10^{-6}$ | $9,3 \times 10^0$     | $4,0 \times 10^{-1}$               |
| 1976     | $3,6 \times 10^{-4}$ | $2,2 \times 10^2$ | $1,1 \times 10^{-5}$ | $1,6 \times 10^2$     | $4,0 \times 10^{-1}$               |
| 1977     | $4,3 \times 10^{-5}$ | $2,2 \times 10^2$ | $5,3 \times 10^{-6}$ | $7,0 \times 10^1$     | $3,0 \times 10^{-1}$               |
| 1978     | $1,8 \times 10^{-3}$ | $2,2 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-5}$ | $3,1 \times 10^2$     | $5,0 \times 10^{-1}$               |
| 1979     | $2,7 \times 10^{-3}$ | $2,3 \times 10^2$ | $2,4 \times 10^{-5}$ | $2,5 \times 10^2$     | $4,5 \times 10^{-1}$               |
| 1980     | $2,0 \times 10^{-4}$ | $2,4 \times 10^2$ | $1,6 \times 10^{-5}$ | $2,5 \times 10^2$     | $4,2 \times 10^{-1}$               |
| 1981     | $4,2 \times 10^{-4}$ | $2,1 \times 10^2$ | $1,4 \times 10^{-5}$ | $4,6 \times 10^1$     | $4,8 \times 10^{-1}$               |
| 1982     | $1,9 \times 10^{-5}$ | $3,0 \times 10^2$ | $7,4 \times 10^{-6}$ | $1,9 \times 10^1$     | $4,5 \times 10^{-1}$               |
| 1983     | $1,4 \times 10^{-4}$ | $6,3 \times 10^2$ | $8,1 \times 10^{-6}$ | $4,7 \times 10^1$     | $4,3 \times 10^{-1}$               |
| 1984     | $9,2 \times 10^{-6}$ | $2,0 \times 10^2$ | $4,4 \times 10^{-6}$ | $9,0 \times 10^1$     | $5,0 \times 10^{-1}$               |
| 1985     | $5,9 \times 10^{-4}$ | $2,5 \times 10^2$ | $2,2 \times 10^{-5}$ | $5,5 \times 10^0$     | $3,7 \times 10^{-1}$               |
| 1986     | $5,9 \times 10^{-4}$ | $3,2 \times 10^2$ | $4,4 \times 10^{-6}$ | $6,2 \times 10^0$     | $3,8 \times 10^{-1}$               |
| 1987     | $6,5 \times 10^{-5}$ | $4,6 \times 10^2$ | $1,4 \times 10^{-5}$ | $1,4 \times 10^0$     | $2,7 \times 10^{-1}$               |
| 1988     | $2,3 \times 10^{-4}$ | $8,1 \times 10^2$ | $2,3 \times 10^{-5}$ | $3,5 \times 10^0$     | $1,5 \times 10^{-1}$               |
| 1989     | $1,3 \times 10^{-6}$ | $7,0 \times 10^2$ | $7,6 \times 10^{-7}$ | $5,6 \times 10^{-1}$  | 0                                  |
| 1990     | $7,8 \times 10^{-5}$ | $6,2 \times 10^2$ | $1,1 \times 10^{-6}$ | $8,9 \times 10^1$     | $3,3 \times 10^{-1}$               |
| 1991     | $1,3 \times 10^{-3}$ | $2,3 \times 10^2$ | $1,5 \times 10^{-5}$ | $1,1 \times 10^1$     | $5,2 \times 10^{-1}$               |
| 1992     | $8,9 \times 10^{-6}$ | $4,1 \times 10^2$ | $1,5 \times 10^{-5}$ | $3,0 \times 10^0$     | $4,5 \times 10^{-1}$               |
| 1993     | $4,9 \times 10^{-4}$ | $2,6 \times 10^3$ | $1,8 \times 10^{-4}$ | $1,1 \times 10^2$     | $4,9 \times 10^{-1}$               |
| 1994     | $4,4 \times 10^{-4}$ | $1,4 \times 10^3$ | $4,9 \times 10^{-5}$ | $2,4 \times 10^2$     | $5,2 \times 10^{-1}$               |
| 1995     | $3,5 \times 10^{-4}$ | $5,3 \times 10^2$ | $1,3 \times 10^{-5}$ | $3,6 \times 10^2$     | $5,5 \times 10^{-1}$               |
| 1996     | $4,1 \times 10^{-5}$ | $1,1 \times 10^3$ | $3,8 \times 10^{-5}$ | $3,2 \times 10^2$     | $4,3 \times 10^{-1}$               |
| 1997     | $5,3 \times 10^{-4}$ | $1,3 \times 10^3$ | $6,0 \times 10^{-6}$ | $9,6 \times 10^2$     | $5,6 \times 10^{-1}$               |
| PROMEDIO | $4,5 \times 10^{-4}$ | $5,5 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-5}$ | $1,4 \times 10^2$     | $4,1 \times 10^{-1}$               |

En la Tabla 15.5 se presentan los valores de las dosis anuales en el grupo crítico correspondientes al período 1974-1997, discriminadas según el tipo de descarga.

En la Tabla 15.6 se presentan las dosis efectivas colectivas normalizadas por unidad de energía eléctrica generada [ $\text{GW}_{(e)} \text{año}$ ], calculadas con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central.

En el período 1974-1997, el promedio de dosis colectiva efectiva por unidad de energía eléctrica generada, calculada con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central, representó alrededor del 10% de la restricción de dosis colectiva efectiva por unidad de energía eléctrica generada establecida por el Organo Regulador.

En el período 1974-1997, el promedio de la dosis efectiva colectiva por unidad de energía eléctrica generada debida a los radionucleidos de distribución global, fue de 0,6 [ $\text{Sv hombre } (\text{GW}_{(e)} \text{año})^{-1}$ ] para tritio y 35 [ $\text{Sv hombre } (\text{GW}_{(e)} \text{año})^{-1}$ ] para C-14. Esas dosis efectivas colectivas normalizadas corresponden a la dosis efectiva colectiva comprometida incompleta integrada sobre el tiempo esperado de duración de la práctica (500 años).

*Tabla 15.4 - Actividad liberada al ambiente por la CNA-I como descargas líquidas*

| AÑO      | Tritio (TBq)      | Emisores gama (TBq)  |
|----------|-------------------|----------------------|
| 1974     | $3,3 \times 10^0$ | $5,2 \times 10^{-2}$ |
| 1975     | $3,1 \times 10^1$ | $1,5 \times 10^{-1}$ |
| 1976     | $8,1 \times 10^1$ | $2,2 \times 10^{-1}$ |
| 1977     | $2,2 \times 10^2$ | $1,1 \times 10^{-1}$ |
| 1978     | $2,3 \times 10^2$ | $7,8 \times 10^{-2}$ |
| 1979     | $2,6 \times 10^2$ | $1,2 \times 10^{-1}$ |
| 1980     | $2,9 \times 10^2$ | $8,2 \times 10^{-2}$ |
| 1981     | $4,1 \times 10^2$ | $8,1 \times 10^{-2}$ |
| 1982     | $3,1 \times 10^2$ | $5,1 \times 10^{-2}$ |
| 1983     | $2,4 \times 10^2$ | $3,7 \times 10^{-2}$ |
| 1984     | $4,1 \times 10^2$ | $5,1 \times 10^{-2}$ |
| 1985     | $3,2 \times 10^2$ | $5,1 \times 10^{-2}$ |
| 1986     | $2,8 \times 10^2$ | $4,2 \times 10^{-2}$ |
| 1987     | $3,6 \times 10^2$ | $1,0 \times 10^{-1}$ |
| 1988     | $5,9 \times 10^2$ | $9,6 \times 10^{-2}$ |
| 1989     | $3,0 \times 10^2$ | $5,9 \times 10^{-2}$ |
| 1990     | $5,3 \times 10^2$ | $1,3 \times 10^{-1}$ |
| 1991     | $5,5 \times 10^2$ | $9,3 \times 10^{-2}$ |
| 1992     | $7,7 \times 10^2$ | $9,3 \times 10^{-2}$ |
| 1993     | $9,2 \times 10^2$ | $6,0 \times 10^{-2}$ |
| 1994     | $2,2 \times 10^3$ | $6,6 \times 10^{-1}$ |
| 1995     | $5,0 \times 10^2$ | $3,3 \times 10^{-1}$ |
| 1996     | $5,5 \times 10^2$ | $6,8 \times 10^{-1}$ |
| 1997     | $1,2 \times 10^3$ | $2,3 \times 10^{-1}$ |
| PROMEDIO | $4,8 \times 10^2$ | $1,5 \times 10^{-1}$ |

Tabla 15.5 - Dosis individual en el grupo crítico de la CNA-I

| AÑO      | Debida a descargas gaseosas (mSv) | Debida a descargas líquidas (mSv) | Dosis total (mSv)    |
|----------|-----------------------------------|-----------------------------------|----------------------|
| 1974     | $6,0 \times 10^{-4}$              | $5,8 \times 10^{-4}$              | $1,2 \times 10^{-3}$ |
| 1975     | $2,2 \times 10^{-4}$              | $1,6 \times 10^{-3}$              | $1,8 \times 10^{-3}$ |
| 1976     | $2,1 \times 10^{-3}$              | $2,5 \times 10^{-3}$              | $4,6 \times 10^{-3}$ |
| 1977     | $1,4 \times 10^{-3}$              | $1,5 \times 10^{-3}$              | $2,9 \times 10^{-3}$ |
| 1978     | $3,4 \times 10^{-3}$              | $1,1 \times 10^{-3}$              | $4,5 \times 10^{-3}$ |
| 1979     | $3,1 \times 10^{-3}$              | $1,6 \times 10^{-3}$              | $4,7 \times 10^{-3}$ |
| 1980     | $2,8 \times 10^{-3}$              | $1,2 \times 10^{-3}$              | $4,0 \times 10^{-3}$ |
| 1981     | $1,3 \times 10^{-3}$              | $1,3 \times 10^{-3}$              | $2,6 \times 10^{-3}$ |
| 1982     | $1,4 \times 10^{-3}$              | $8,7 \times 10^{-4}$              | $2,3 \times 10^{-3}$ |
| 1983     | $3,1 \times 10^{-3}$              | $6,4 \times 10^{-4}$              | $3,7 \times 10^{-3}$ |
| 1984     | $9,0 \times 10^{-4}$              | $9,6 \times 10^{-4}$              | $1,9 \times 10^{-3}$ |
| 1985     | $1,2 \times 10^{-3}$              | $8,9 \times 10^{-4}$              | $2,1 \times 10^{-3}$ |
| 1986     | $1,5 \times 10^{-3}$              | $7,0 \times 10^{-4}$              | $2,2 \times 10^{-3}$ |
| 1987     | $2,0 \times 10^{-3}$              | $8,8 \times 10^{-4}$              | $2,9 \times 10^{-3}$ |
| 1988     | $3,6 \times 10^{-3}$              | $9,5 \times 10^{-4}$              | $4,5 \times 10^{-3}$ |
| 1989     | $3,1 \times 10^{-3}$              | $5,5 \times 10^{-4}$              | $3,7 \times 10^{-3}$ |
| 1990     | $3,1 \times 10^{-3}$              | $5,3 \times 10^{-4}$              | $3,6 \times 10^{-3}$ |
| 1991     | $2,5 \times 10^{-3}$              | $4,4 \times 10^{-4}$              | $2,9 \times 10^{-3}$ |
| 1992     | $1,7 \times 10^{-3}$              | $5,1 \times 10^{-4}$              | $2,2 \times 10^{-3}$ |
| 1993     | $1,0 \times 10^{-2}$              | $2,8 \times 10^{-4}$              | $1,0 \times 10^{-2}$ |
| 1994     | $7,1 \times 10^{-3}$              | $3,8 \times 10^{-4}$              | $7,5 \times 10^{-3}$ |
| 1995     | $6,2 \times 10^{-3}$              | $2,0 \times 10^{-4}$              | $6,4 \times 10^{-3}$ |
| 1996     | $8,2 \times 10^{-3}$              | $3,6 \times 10^{-4}$              | $8,6 \times 10^{-3}$ |
| 1997     | $1,1 \times 10^{-2}$              | $3,6 \times 10^{-4}$              | $1,1 \times 10^{-2}$ |
| PROMEDIO | $3,4 \times 10^{-3}$              | $8,7 \times 10^{-4}$              | $4,3 \times 10^{-3}$ |

El promedio de la dosis efectiva colectiva para el período 1974-1997, debido a la liberación de C-14, es superior a la restricción de dosis efectiva colectiva por unidad de energía eléctrica generada establecida por la norma AR 3.1.2. Con



respecto a esta situación cabe aclarar que la CNA-I inició su operación antes que dicha norma entrara en vigencia.

Tabla 15.6 - Dosis efectiva colectiva normalizada regional para la CNA-I

| AÑO      | Debida a descargas gaseosas                        | Debida a descargas líquidas                        | Dosis total  |
|----------|--|--|--|
|          | [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] |
| 1974     | 1,6 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,7 x 10 <sup>-1</sup>                             | 3,3 x 10 <sup>-1</sup>                             |
| 1975     | 9,3 x 10 <sup>-4</sup>                             | 2,7 x 10 <sup>-1</sup>                             | 2,7 x 10 <sup>-1</sup>                             |
| 1976     | 2,5 x 10 <sup>-1</sup>                             | 5,1 x 10 <sup>-1</sup>                             | 7,6 x 10 <sup>-1</sup>                             |
| 1977     | 2,6 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,3 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,6 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1978     | 3,2 x 10 <sup>-1</sup>                             | 7,7 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,1 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1979     | 3,2 x 10 <sup>-1</sup>                             | 9,8 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,3 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1980     | 3,2 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,1 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,4 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1981     | 1,3 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,4 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,5 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1982     | 2,4 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,5 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,7 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1983     | 3,7 x 10 <sup>-1</sup>                             | 8,9 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,3 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1984     | 1,5 x 10 <sup>-1</sup>                             | 2,1 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,2 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1985     | 2,2 x 10 <sup>-1</sup>                             | 2,2 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,4 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1986     | 1,7 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,0 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,2 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1987     | 3,6 x 10 <sup>-1</sup>                             | 2,4 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,8 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1988     | 1,3 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,7 x 10 <sup>0</sup>                              | 4,0 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1989     | (*)  | (*)  | (*)  |
| 1990     | 5,0 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,1 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,6 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1991     | 1,1 x 10 <sup>-1</sup>                             | 7,1 x 10 <sup>-1</sup>                             | 8,2 x 10 <sup>-1</sup>                             |
| 1992     | 2,3 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,2 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,4 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1993     | 1,3 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,0 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,3 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1994     | 7,5 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,6 x 10 <sup>0</sup>                              | 2,3 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1995     | 3,1 x 10 <sup>-1</sup>                             | 3,1 x 10 <sup>-1</sup>                             | 6,2 x 10 <sup>-1</sup>                             |
| 1996     | 7,2 x 10 <sup>-1</sup>                             | 4,4 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,2 x 10 <sup>0</sup>                              |
| 1997     | 7,6 x 10 <sup>-1</sup>                             | 6,9 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,4 x 10 <sup>0</sup>                              |
| PROMEDIO | 4,0 x 10 <sup>-1</sup>                             | 1,1 x 10 <sup>0</sup>                              | 1,5 x 10 <sup>0</sup>                              |

(\*) No se generó energía eléctrica

## 15.4.2 CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE

### 15.4.2.1 Descargas radiactivas al ambiente

Los límites de descargas gaseosas y líquidas autorizados por el Organismo Regulador forman parte de la licencia de operación y se presentan en las Tablas 15.7 y 15.8 respectivamente. Estos límites fueron establecidos para una dosis en el grupo crítico muy por debajo de 0,3 mSv.

En la Tabla 15.9 se pueden ver los valores de las descargas gaseosas al ambiente producidas en la CNE desde el comienzo de su funcionamiento, discriminando las correspondientes a I-131, H-3, aerosoles y gases nobles, incluyendo una estimación de las descargas de C-14.

Tabla 15.7 – Límites autorizados de descargas gaseosas para la CNE

| NUCLEIDO | K <sub>i</sub><br>(TBq) |
|----------|-------------------------|
|----------|-------------------------|

|        |                       |
|--------|-----------------------|
| Ar-41  | 7,4 x 10 <sup>3</sup> |
| Kr-85m | 3,7 x 10 <sup>4</sup> |
| Kr-87  | 7,4 x 10 <sup>3</sup> |
| Kr-88  | 3,7 x 10 <sup>3</sup> |
| Xe-133 | 1,9 x 10 <sup>5</sup> |

|        |                      |
|--------|----------------------|
| Xe-135 | $3,7 \times 10^4$    |
| H-3    | $3,7 \times 10^4$    |
| I-131  | $2,2 \times 10^1$    |
| Co-58  | $3,7 \times 10^1$    |
| Co-60  | $3,7 \times 10^{-1}$ |
| Sr-89  | $1,1 \times 10^{-2}$ |
| Sr-90  | $3,7 \times 10^0$    |
| Ru-106 | $1,5 \times 10^0$    |
| Cs-134 | $1,5 \times 10^0$    |
| Cs-137 | $3,7 \times 10^{-1}$ |
| Ba-140 | $1,5 \times 10^{-2}$ |

|         |                      |
|---------|----------------------|
| H-3     | $3,7 \times 10^3$    |
| Cr-51   | $3,7 \times 10^2$    |
| Mn-54   | $7,4 \times 10^{-1}$ |
| Fe-59   | $3,7 \times 10^1$    |
| Co-60   | $1,5 \times 10^{-1}$ |
| Zn-65   | $7,4 \times 10^{-2}$ |
| Ni-65   | $7,4 \times 10^{-3}$ |
| Sr-89   | $3,7 \times 10^0$    |
| Sr-90   | $1,5 \times 10^{-1}$ |
| Zr-95   | $1,9 \times 10^0$    |
| Ru-103  | $3,7 \times 10^0$    |
| Ru-106  | $1,5 \times 10^{-1}$ |
| Ag-110m | $1,1 \times 10^0$    |
| Sb-125  | $1,1 \times 10^0$    |
| I-131   | $1,9 \times 10^{-1}$ |
| Cs-134  | $3,7 \times 10^{-2}$ |
| Cs-137  | $3,7 \times 10^{-2}$ |
| Ba-140  | $1,1 \times 10^1$    |
| Ce-144  | $1,9 \times 10^{-1}$ |
| Gd-153  | $3,0 \times 10^1$    |

*Tabla 15.8 – Límites autorizados de descargas líquidas para la CNE*

| NUCLEIDO | $K_i$<br>(TBq) |
|----------|----------------|
|----------|----------------|

En la Tabla 15.10 se presentan los valores de las descargas líquidas al ambiente producidas por la CNE desde el inicio de su operación hasta diciembre de 1997, discriminándose en descargas líquidas de H-3 y emisores gamma.

El 40% de la descarga total promedio al medio ambiente de la CNE correspondió a H-3 y el 60% correspondió a gases nobles. Si se comparan estas descargas con los respectivos límites anuales, las mismas resultaron inferiores al 10% de dicho valor límite.

#### 15.4.2.2 Exposición del público

En la Tabla 15.11 se presentan los valores de la dosis anual en el grupo crítico debido a la operación de la CNE en el período 1984-1997, discriminadas según el tipo de descarga. La dosis anual promedio en el grupo crítico por la operación de la CNE en el período 1984-1997, resultó menor que el 2% de la restricción de dosis establecida. Las descargas líquidas fueron el principal contribuyente.

En la Tabla 15.12 se presenta la dosis efectiva colectiva normalizada por unidad de energía eléctrica generada, calculada con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central.

*Tabla 15.9- Actividad liberada al ambiente por la CNE como descargas gaseosas*

| AÑO  | I-131<br>(TBq) | Tritio<br>(TBq)   | Aerosoles<br>(TBq) | Gases Nobles<br>(TBq) | C-14<br>Valores estimados<br>(TBq) |
|------|----------------|-------------------|--------------------|-----------------------|------------------------------------|
| 1984 | 0              | $7,3 \times 10^0$ | 0                  | $4,1 \times 10^1$     | $2,8 \times 10^{-1}$               |

|          |                      |                   |                      |                   |                      |
|----------|----------------------|-------------------|----------------------|-------------------|----------------------|
| 1985     | $1,9 \times 10^{-3}$ | $3,0 \times 10^1$ | $2,2 \times 10^{-4}$ | $1,5 \times 10^3$ | $3,9 \times 10^{-1}$ |
| 1986     | $2,5 \times 10^{-3}$ | $2,7 \times 10^1$ | $3,9 \times 10^{-5}$ | $4,2 \times 10^2$ | $3,2 \times 10^{-1}$ |
| 1987     | $1,9 \times 10^{-6}$ | $3,3 \times 10^1$ | $7,8 \times 10^{-2}$ | $3,1 \times 10^2$ | $4,7 \times 10^{-1}$ |
| 1988     | $3,7 \times 10^{-4}$ | $4,9 \times 10^1$ | $8,8 \times 10^{-3}$ | $9,6 \times 10^1$ | $4,6 \times 10^{-1}$ |
| 1989     | 0                    | $8,6 \times 10^1$ | 0                    | $1,3 \times 10^2$ | $4,7 \times 10^{-1}$ |
| 1990     | $1,4 \times 10^{-3}$ | $7,5 \times 10^1$ | 0                    | $6,6 \times 10^2$ | $5,5 \times 10^{-1}$ |
| 1991     | $1,6 \times 10^{-3}$ | $5,5 \times 10^1$ | $1,2 \times 10^{-4}$ | $1,2 \times 10^3$ | $5,0 \times 10^{-1}$ |
| 1992     | $7,0 \times 10^{-5}$ | $6,9 \times 10^1$ | $2,5 \times 10^{-5}$ | $1,5 \times 10^2$ | $4,8 \times 10^{-1}$ |
| 1993     | 0                    | $1,4 \times 10^2$ | 0                    | $4,2 \times 10^1$ | $5,3 \times 10^{-1}$ |
| 1994     | $2,6 \times 10^{-4}$ | $1,3 \times 10^2$ | $3,6 \times 10^{-6}$ | $1,7 \times 10^1$ | $5,7 \times 10^{-1}$ |
| 1995     | $1,7 \times 10^{-3}$ | $8,3 \times 10^1$ | $7,7 \times 10^{-5}$ | $4,4 \times 10^1$ | $4,3 \times 10^{-1}$ |
| 1996     | $2,7 \times 10^{-4}$ | $6,9 \times 10^1$ | 0                    | $1,8 \times 10^2$ | $5,4 \times 10^{-1}$ |
| 1997     | 0                    | $7,7 \times 10^1$ | 0                    | $3,0 \times 10^1$ | $5,2 \times 10^{-1}$ |
| PROMEDIO | $7,2 \times 10^{-4}$ | $6,6 \times 10^1$ | $5,6 \times 10^{-3}$ | $3,4 \times 10^2$ | $4,6 \times 10^{-1}$ |

Nota: El valor "0" significa por debajo del mínimo nivel de detección

*Tabla 15.10- Actividad liberada al ambiente por la CNE como descargas líquidas*

| AÑO      | Tritio (TBq)      | Emisores gamma (TBq) |
|----------|-------------------|----------------------|
| 1984     | $3,5 \times 10^0$ | $7,8 \times 10^{-3}$ |
| 1985     | $1,6 \times 10^1$ | $1,9 \times 10^{-3}$ |
| 1986     | $7,9 \times 10^1$ | $7,1 \times 10^{-3}$ |
| 1987     | $1,6 \times 10^2$ | $4,5 \times 10^{-3}$ |
| 1988     | $1,7 \times 10^2$ | $2,7 \times 10^{-3}$ |
| 1989     | $2,2 \times 10^2$ | $5,8 \times 10^{-3}$ |
| 1990     | $2,2 \times 10^2$ | $3,5 \times 10^{-3}$ |
| 1991     | $5,2 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-2}$ |
| 1992     | $1,6 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-3}$ |
| 1993     | $2,0 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-3}$ |
| 1994     | $1,4 \times 10^2$ | $1,6 \times 10^{-3}$ |
| 1995     | $2,3 \times 10^2$ | $4,3 \times 10^{-3}$ |
| 1996     | $3,2 \times 10^2$ | $4,6 \times 10^{-3}$ |
| 1997     | $1,6 \times 10^2$ | $2,0 \times 10^{-3}$ |
| PROMEDIO | $1,9 \times 10^2$ | $5,0 \times 10^{-3}$ |

En el período 1984-1997, el promedio de dosis colectiva efectiva por unidad de energía eléctrica generada, calculada con datos de población hasta un radio de 2000 km desde la central, representó alrededor del 2% de la restricción de dosis colectiva efectiva por unidad de energía eléctrica generada.

El promedio de la dosis efectiva colectiva por unidad de energía generada en el período 1984-1997, debido a los radionucleidos de distribución global, fue de 0,1 [Sv hombre (GW<sub>(e)</sub> año)<sup>-1</sup>] para el tritio y 20 [Sv hombre (GW<sub>(e)</sub> año)<sup>-1</sup>] para el C-14. Esas dosis efectivas colectivas corresponden a la dosis efectiva colectiva comprometida incompleta integrada sobre el tiempo esperado de duración de la práctica (500 años).

*Tabla 15.11- Dosis individual en el grupo crítico de la CNE*

| AÑO      | Debida a descargas gaseosas (mSv) | Debida a descargas líquidas (mSv) | Dosis total (mSv)    |
|----------|-----------------------------------|-----------------------------------|----------------------|
| 1984     | $1,6 \times 10^{-5}$              | $3,9 \times 10^{-4}$              | $4,1 \times 10^{-4}$ |
| 1985     | $4,8 \times 10^{-4}$              | $7,9 \times 10^{-4}$              | $1,3 \times 10^{-3}$ |
| 1986     | $2,4 \times 10^{-4}$              | $2,8 \times 10^{-3}$              | $3,0 \times 10^{-3}$ |
| 1987     | $3,7 \times 10^{-4}$              | $9,5 \times 10^{-3}$              | $9,9 \times 10^{-3}$ |
| 1988     | $1,7 \times 10^{-4}$              | $5,9 \times 10^{-3}$              | $6,1 \times 10^{-3}$ |
| 1989     | $1,8 \times 10^{-4}$              | $6,7 \times 10^{-3}$              | $6,9 \times 10^{-3}$ |
| 1990     | $4,5 \times 10^{-4}$              | $6,4 \times 10^{-3}$              | $6,9 \times 10^{-3}$ |
| 1991     | $4,1 \times 10^{-4}$              | $1,1 \times 10^{-2}$              | $1,1 \times 10^{-2}$ |
| 1992     | $8,4 \times 10^{-5}$              | $4,0 \times 10^{-3}$              | $4,1 \times 10^{-3}$ |
| 1993     | $8,0 \times 10^{-5}$              | $5,0 \times 10^{-3}$              | $5,1 \times 10^{-3}$ |
| 1994     | $8,1 \times 10^{-5}$              | $3,8 \times 10^{-3}$              | $3,9 \times 10^{-3}$ |
| 1995     | $1,1 \times 10^{-4}$              | $5,5 \times 10^{-3}$              | $5,6 \times 10^{-3}$ |
| 1996     | $1,0 \times 10^{-4}$              | $6,8 \times 10^{-3}$              | $6,9 \times 10^{-3}$ |
| 1997     | $5,4 \times 10^{-5}$              | $4,6 \times 10^{-3}$              | $4,6 \times 10^{-3}$ |
| PROMEDIO | $2,0 \times 10^{-4}$              | $5,2 \times 10^{-3}$              | $5,4 \times 10^{-3}$ |

Tabla 15.12 - Dosis efectiva colectiva normalizada regional para la CNE

| AÑO      | Debida a descargas gaseosas [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | Debida a descargas líquidas [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | Dosis total [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] |
|----------|--|--|--|
| 1984     | $4,2 \times 10^{-4}$   | $1,9 \times 10^{-2}$   | $1,9 \times 10^{-2}$   |
| 1985     | $1,1 \times 10^{-2}$   | $3,5 \times 10^{-2}$   | $4,6 \times 10^{-2}$   |
| 1986     | $3,1 \times 10^{-2}$   | $2,5 \times 10^{-1}$   | $2,8 \times 10^{-1}$   |
| 1987     | $2,5 \times 10^{-3}$   | $2,5 \times 10^{-1}$   | $2,5 \times 10^{-1}$   |
| 1988     | $1,7 \times 10^{-2}$   | $2,1 \times 10^{-1}$   | $2,3 \times 10^{-1}$   |
| 1989     | $7,7 \times 10^{-3}$   | $2,8 \times 10^{-1}$   | $2,9 \times 10^{-1}$   |
| 1990     | $1,6 \times 10^{-2}$   | $2,5 \times 10^{-1}$   | $2,6 \times 10^{-1}$   |
| 1991     | $2,9 \times 10^{-2}$   | $5,6 \times 10^{-1}$   | $5,9 \times 10^{-1}$   |
| 1992     | $1,1 \times 10^{-2}$   | $1,9 \times 10^{-1}$   | $2,0 \times 10^{-1}$   |
| 1993     | $7,6 \times 10^{-3}$   | $2,0 \times 10^{-1}$   | $2,1 \times 10^{-1}$   |
| 1994     | $6,6 \times 10^{-3}$   | $1,4 \times 10^{-1}$   | $1,5 \times 10^{-1}$   |
| 1995     | $6,4 \times 10^{-3}$   | $2,9 \times 10^{-1}$   | $2,9 \times 10^{-1}$   |
| 1996     | $6,6 \times 10^{-3}$   | $3,1 \times 10^{-1}$   | $3,1 \times 10^{-1}$   |
| 1997     | $4,5 \times 10^{-3}$   | $1,7 \times 10^{-1}$   | $1,7 \times 10^{-1}$   |
| PROMEDIO | $1,1 \times 10^{-2}$   | $2,2 \times 10^{-1}$   | $2,3 \times 10^{-1}$   |

El promedio de la dosis efectiva colectiva normalizada para el período 1984-1997, debido a la liberación de C-14, está algo por encima de la restricción de dosis efectiva colectiva por unidad de energía eléctrica generada, establecida por la norma AR 3.1.2. Con respecto a esta situación cabe aclarar que el diseño de la CNE se finalizó antes que dicha norma entrara en vigencia.

## 15.5 EXPOSICION OCUPACIONAL

Los criterios de protección radiológica utilizados por el Organismo Regulador para controlar la dosis recibida por los trabajadores son consistentes con las últimas recomendaciones del ICRP.

La norma AR 3.1.1 establece diversos criterios para asegurar que las dosis ocupacionales se mantengan tan bajas como sea razonablemente posible e inferiores a las restricciones de dosis establecidas y que la protección sea optimizada.

El Organismo Regulador requiere que toda vez que sea razonablemente posible, la protección radiológica se implemente a través de sistemas propios de la instalación en lugar de hacerlo mediante procedimientos operativos.

La licencia de operación de cada central establece las siguientes condiciones para los trabajadores:

1. El personal que trabaja en áreas controladas deberá estar sujeto a monitoreo individual y a vigilancia médica anual.
2. Deberán registrarse mensualmente las dosis ocupacionales debidas a:
  - a) La exposición externa.
  - b) La incorporación de material radiactivo.
3. Estos registros se confeccionarán de manera tal que la Instalación pueda informar:
  - a) Las dosis individuales.
  - b) Las dosis colectivas resultantes de la ejecución de distintas tareas de operación, mantenimiento y reparación.
4. El Responsable Primario de una instalación deberá conservar los registros mencionados durante treinta años como mínimo, contados a partir de la finalización de la prestación de servicios del personal involucrado.

#### 15.5.1 LIMITES DE DOSIS PARA LOS TRABAJADORES

En la práctica, y de acuerdo a lo establecido en la Norma 10.1.1, se considera que los límites de dosis no han sido excedidos cuando se satisfacen las siguientes condiciones:

$$\frac{H_p(d)}{L_{DT}} \leq 1$$

y

$$\frac{H_p(10)}{20\text{mSv}} + \sum_j \frac{I_j}{I_{L,j}} \leq 1$$

donde:

$H_p(d)$  es la dosis equivalente individual a la profundidad de 0,07 mm y 3 mm para la piel y el cristalino respectivamente, integrada en un año

$L_{DT}$  es el límite de dosis equivalente en piel o en cristalino, según corresponda

$H_p(10)$  es la dosis equivalente individual a una profundidad de 10 mm desde la superficie de la piel, integrada en un año

$I_j$  es el valor de la incorporación del nucleido  $j$  durante el año

$I_{L,j}$  es el límite de incorporación anual para el nucleido  $j$ , resultante de dividir 20 mSv por el factor dosimétrico de dosis efectiva comprometida para trabajadores, por unidad de incorporación de dicho radionucleido

### **15.5.1.1 Dosis ocupacionales en la Central Nuclear Atucha I**

En la CNA-I el depósito de Co-60 y los productos de corrosión activados contribuyen con más del 60% a la dosis ocupacional debida a la exposición externa. Por este motivo el Organismo Regulador prohibió el uso de aleaciones de cobalto en los componentes del circuito primario. Consecuentemente, en la CNA-I se están reemplazando los canales de combustible (ver Sección 6.2.1.3) y en la CNA-II, actualmente en construcción, no se utilizan aleaciones con cobalto en los componentes del circuito primario.

En la Tabla 15.13 se presentan la dosis efectiva colectiva, la dosis efectiva colectiva normalizada y el promedio de la dosis efectiva, recibida por los trabajadores de la CNA-I en el período 1974-1997.

### **15.5.1.2 Dosis ocupacionales en la Central Nuclear en Embalse**

En la Tabla 15.14 se presentan la dosis efectiva colectiva, la dosis efectiva colectiva normalizada y la dosis efectiva media, recibidas por los trabajadores de la CNE en el período 1983-1997.

En la CNE las dosis ocupacionales son inferiores a las de la CNA-I debido a la contribución del Co-60 en esta última según se ha mencionado, a las diferencias tecnológicas entre ambos diseños y al mayor período de funcionamiento de la CNA-I.

## **15.6 ACTIVIDADES REGULATORIAS DE CONTROL**

El control y fiscalización del cumplimiento de lo establecido en las normas y demás documentos regulatorios, se completa con un programa de auditorías e inspecciones, rutinarias y no rutinarias, que contribuye adicionalmente a determinar el grado de cumplimiento de la licencia de operación y toda otra documentación mandatoria.

Tabla 15.13 - Dosis ocupacional en la CNA-I

| AÑO      | Dosis efectiva colectiva | Dosis efectiva colectiva normalizada               | Dosis efectiva promedio |
|----------|--------------------------|--|-------------------------|
|          | (Sv hombre)              | [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | (mSv)                   |
| 1974     | 1,6                      | 15   | 4                       |
| 1975     | 1,8                      | 6  | 5                       |
| 1976     | 2,3                      | 8  | 8                       |
| 1977     | 10,5                     | 53   | 18                      |
| 1978     | 5,0                      | 15   | 12                      |
| 1979     | 6,9                      | 23   | 13                      |
| 1980     | 11,5                     | 41   | 16                      |
| 1981     | 6,5                      | 20   | 14                      |
| 1982     | 12,3                     | 41   | 21                      |
| 1983     | 5,8                      | 20   | 16                      |
| 1984     | 3,2                      | 9  | 10                      |
| 1985     | 5,7                      | 18   | 16                      |
| 1986     | 8,1                      | 25   | 21                      |
| 1987     | 18,6                     | 108  | 20                      |
| 1988     | 7,9                      | 81   | 14                      |
| 1989     | 13,2                     | -  | 19                      |
| 1990     | 10,3                     | 48   | 15                      |
| 1991     | 6,3                      | 19   | 12                      |
| 1992     | 14,9                     | 55   | 14                      |
| 1993     | 11,4                     | 39   | 14                      |
| 1994     | 8,2                      | 27   | 8                       |
| 1995     | 3,5                      | 11   | 6                       |
| 1996     | 9,7                      | 39   | 10                      |
| 1997     | 3,1                      | 9  | 6                       |
| PROMEDIO | 7,8                      | 32   | 13                      |

Tabla 15.14 - Dosis ocupacional en la CNE

| AÑO      | Dosis efectiva colectiva | Dosis efectiva colectiva normalizada               | Dosis efectiva promedio |
|----------|--------------------------|--|-------------------------|
|          | (Sv hombre)              | [Sv hombre (GW <sub>(e)</sub> año) <sup>-1</sup> ] | (mSv)                   |
| 1984     | 1,0                      | 3  | 1,3                     |
| 1985     | 0,7                      | 1  | 1,3                     |
| 1986     | 2,7                      | 7  | 4,4                     |
| 1987     | 1,2                      | 2  | 2,5                     |
| 1988     | 1,9                      | 3  | 5,9                     |
| 1989     | 3,4                      | 6  | 6,4                     |
| 1990     | 1,1                      | 2  | 2,2                     |
| 1991     | 2,9                      | 5  | 4,7                     |
| 1992     | 2,4                      | 4  | 3,5                     |
| 1993     | 1,7                      | 3  | 2,2                     |
| 1994     | 0,6                      | 1  | 1,1                     |
| 1995     | 3,9                      | 8  | 4,8                     |
| 1996     | 1,2                      | 2  | 2,1                     |
| 1997     | 2,4                      | 4  | 3,1                     |
| PROMEDIO | 1,9                      | 3,6  | 3,3                     |

Los inspectores residentes y distintos grupos de trabajo pertenecientes al Organismo Regulador llevan a cabo ese control a través de análisis y evaluaciones relacionados con diversos temas de seguridad radiológica. Esos grupos disponen de laboratorios propios que les permiten realizar todas las mediciones y experimentos que requiere su labor.

Los controles se realizan en forma rutinaria pero en forma especial cuando es necesario incrementar el esfuerzo de inspección, como es el caso de las paradas programadas, las salidas de servicio no previstas o como consecuencia de alguna otra situación específica.

El programa de pruebas repetitivas relacionadas con la protección radiológica se monitorea y observa durante su ejecución o se corroboran los datos experimentales surgidos de dichas pruebas. Dentro de este conjunto de pruebas se destacan las relacionadas con el equipamiento de detección de la radiación instalado en distintas áreas de trabajo y la ejecución de ejercicios de aplicación del plan de emergencias (ver sección 16.7).

El Organismo Regulador evalúa el sistema de dosimetría personal, tanto para la irradiación externa cuanto de la contaminación interna, mediante auditorías específicas que llevan a cabo sus especialistas. Además, requiere que los laboratorios de dosimetría pertenecientes a las instalaciones participen de ejercicios de intercomparación. El Organismo Regulador realiza anualmente estos ejercicios, a través de laboratorios propios y con el apoyo del Laboratorio Secundario de Calibraciones Dosimétricas (CNEA).

En cuanto al control de los efluentes que las instalaciones descargan al ambiente, existe un plan de mediciones que se extiende a lo largo del año de operación. Dicho plan consiste en la medición de la actividad liberada en los sitios de emisión de los efluentes y comprende un cronograma rutinario de mediciones que se complementa con controles al azar.

Adicionalmente al plan de monitoreo ambiental que realizan las instalaciones, el Organismo Regulador efectúa mediciones ambientales en los alrededores o en zonas próximas a la CNA-I y la CNE, contando para ello con especialistas y laboratorios propios. El conjunto de los puntos de control donde se toman las muestras incluye, además de los elegidos por las instalaciones, los seleccionados a criterio del Organismo regulador.

## **15.7 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

En el país se implementaron las medidas necesarias para que la exposición ocupacional y del público a las radiaciones debidas a la operación de las centrales nucleares no supere los límites y las restricciones de dosis correspondientes y se mantenga tan baja como resulte razonablemente posible. Por lo tanto, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 15 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.



# ARTICULO 16

## PREPARACION PARA SITUACIONES DE EMERGENCIA

### 16.1 INTRODUCCION

El Organismo Regulador le requiere a la Entidad Responsable un plan para responder a emergencias radiológicas tanto en el interior como en el exterior de la instalación. Dicho plan, al que habitualmente se denomina "Plan de emergencia interno y externo", debe reunir todos los aspectos relacionados con la estrategia para controlar y limitar las consecuencias de un accidente. El plan forma parte de la documentación requerida por el Organismo Regulador para autorizar la operación de la central y debe contar con su aprobación antes que se inicie esa etapa.

La puesta en práctica de las medidas de protección de aplicación automática se basa en la información proveniente de la propia instalación y usualmente el tiempo disponible para su implementación es breve.

Por ello, la responsabilidad de poner en práctica las acciones urgentes contempladas en el plan de emergencia (denominadas medidas de protección de aplicación automática en el exterior de la instalación) recae en el gerente de la central nuclear, quien por lo tanto se constituye en el responsable de la emergencia.

A fin de contar con la capacidad para asumir esa responsabilidad, la Entidad Responsable debe realizar los acuerdos previos necesarios para que el personal de Defensa Civil, Fuerzas de Seguridad y demás organizaciones llamadas a actuar en la primera fase de la emergencia, se subordinen al gerente de la central nuclear.

Transcurrido el período inicial y una vez alcanzadas las condiciones establecidas en el plan de emergencia, la responsabilidad por las acciones en el exterior de la instalación se transfiere al Jefe de Defensa Civil.

También es responsabilidad de la Entidad Responsable prever los mecanismos que garanticen la disponibilidad permanente de suficientes recursos humanos, materiales y económicos, a fin de asegurar la capacidad operativa frente a situaciones de emergencia.

Por otra parte y por exigencia expresa de la licencia de operación, anualmente se realizan simulacros de emergencia, tanto en el interior como en el exterior de la instalación, con el objetivo de evaluar la respuesta de los grupos que intervienen y mejorar el plan. Los objetivos específicos del simulacro de cada año deben ser acordados con el Organismo Regulador.

## 16.2 LEYES, REGLAMENTOS Y REQUERIMIENTOS NACIONALES SOBRE LOS PLANES DE EMERGENCIA

El Organismo Regulador ha reglamentado la planificación y preparación de la respuesta ante situaciones de emergencia en las centrales nucleares a través de diversos documentos, por ejemplo, las normas regulatorias AR 10.1.1. y AR 3.7.1, las licencias de operación y los requerimientos formulados a la Entidad Responsable y a los Responsables Primarios de las instalaciones (Requerimientos N<sup>os</sup> 192 y 222). Los requisitos generales que deben cumplir los planes de emergencia de las centrales nucleares son los siguientes:

- Se debe prever la puesta en práctica de las medidas de protección de aplicación automática dentro de un área circular de 3 km de radio con centro en la instalación. Se debe planificar además, la aplicación efectiva de las mismas, en un sector circular definido por: un ángulo central de 60° con vértice en la instalación, simétrico respecto de la dirección hacia donde sopla el viento y dentro de un radio de 10 km (*key-hole*).
- Ocurrido el accidente, el gerente de la planta debe llevar a cabo el conjunto de medidas de protección urgentes contempladas en el plan de emergencia.

Las medidas de protección urgentes que se ejecutan, sobre la base de la situación de la planta y las condiciones meteorológicas, sin esperar los resultados de mediciones de radiactividad en el ambiente, son básicamente las siguientes:

- *Control de acceso* a la zona de emergencia. Los puntos de control están definidos en el plan de emergencia.
- *Refugio* en el interior de las viviendas. Esta medida puede prolongarse por algunas horas; mediante los medios de comunicación masiva se informa a la población el cese de la misma y otras instrucciones con respecto a la posterior ventilación de las viviendas.
- *Distribución de pastillas de yodo*. El Responsable Primario debe distribuir yodo (en forma de pastillas de yoduro de potasio) al público involucrado. Las pastillas deben ser ingeridas, a razón de una por día, por todas aquellas personas que se encuentran dentro del mencionado *key-hole*, incluyendo lactantes, niños y mujeres en estado de gravidez.

Pasada la primera fase del accidente y habiendo cesado la emisión de material radiactivo, se dispone de tiempo para tomar las medidas de protección no urgentes.

El personal de la Defensa Civil y de otras organizaciones pertinentes es quien lleva a cabo las medidas de protección no urgentes contempladas en el plan de emergencia, asesorados por el Organismo Regulador en los aspectos de su competencia.

Para prestar ese asesoramiento, el Organismo Regulador cuenta con un sistema de intervención para emergencias radiológicas, constituido por un grupo de intervención primaria y otro de apoyo en seguridad nuclear. Ambos grupos se apoyan en especialistas en seguridad radiológica y nuclear y cuentan con el equipo e infraestructura logística que le permite efectuar mediciones de los niveles de radiación en los alrededores del emplazamiento y estimaciones de las dosis involucradas. El objeto es aportar información que le permita a defensa Civil tomar decisiones.

La implementación de las medidas de protección no urgentes depende principalmente de los resultados de las mediciones del material radiactivo disperso en el ambiente (ver Tabla 16.1). Las más significativas son las siguientes:

- *Evacuación de las zonas afectadas por el depósito radiactivo.* Esta medida debe implementarse:
  - \* Obligatoriamente, en caso que el nivel de radiación proveniente del material depositado en el terreno alcance o exceda el valor de 100 mSv, integrados en las primeras 6 horas posteriores a la emisión radiactiva o;
  - \* Optativamente si esa misma dosis (100 mSv) se integra en las primeras 24 horas posteriores al accidente.
- *Intervención con relación a los alimentos.* Los niveles de intervención adoptados por el Organismo Regulador para la sustitución de alimentos contaminados, surgieron de un análisis de optimización en el que se tuvieron en cuenta los efectos esperados por el consumo de estos alimentos y los inconvenientes resultantes de prescindir de ellos, o de su reemplazo por otros no contaminados. Dadas las características del país, los alimentos contaminados pueden ser reemplazados, en general, por otros producidos en áreas no afectadas por el accidente, por lo que los niveles de intervención aludidos son significativamente más bajos que los de otros países (ver Tabla 16.2).
- *Descontaminación del terreno.* Dado su alto costo, la ejecución de esta acción debe decidirse sobre la base de un análisis específico para cada caso.

### 16.3 IMPLEMENTACION DE LA REGLAMENTACION SOBRE PLANES DE EMERGENCIA

Los aspectos básicos mencionados en la Sección 16.2 se aplicaron tanto en los planes de emergencia internos y externos de las centrales nucleares en operación, como en los convenios celebrados con organismos oficiales. Esos convenios, que forman parte de los respectivos planes de emergencia, permiten utilizar las redes, sistemas y equipos de comunicaciones de organismos de seguridad así como sus medios de movilidad rápida y de lucha contra incendios.

Tabla 16.1 - Medidas de protección y niveles de intervención

|                                   | MEDIDAS DE PROTECCION                      | APLICACION | NIVELES DE INTERVENCION | COMENTARIOS   |
|-----------------------------------|--|------------|-------------------------|---|
| Medidas de protección urgentes    | Control de accesos y bloqueo de caminos    | Siempre    | n.a. (*)                | Medidas de protección que se ejecutan sobre la base de la situación de la planta y las condiciones meteorológicas |
|                                   | Puesta a cubierto                          | Siempre    | n.a. (*)                |   |
|                                   | Profilaxis con yodo                        | Siempre    | n.a. (*)                |   |
| Medidas de protección no urgentes | Evacuación                                 | Siempre    | 100 mSv                 | Dosis integrada a lo largo de las primeras 6 h después del depósito radiactivo                                    |
|                                   |  | Opcional   | 100 mSv                 | Dosis integrada a lo largo de las primeras 24 h después del depósito radiactivo.                                  |
|                                   | Re-ocupación de zonas evacuadas            | Siempre    | 100 mSv                 | Dosis integrada en un año.  |
|                                   | Descontaminación del suelo                 | Opcional   | n.a. (*)                | Esta acción se debe decidir de acuerdo al análisis de cada caso.  |
|                                   | Retiro de alimentos para evitar su consumo | Siempre    | Ver Tabla 16.2          | --  |

(\*) No aplicable

Tabla 16.2 - Niveles de intervención en alimentos, en Bq/kg, como resultado de un análisis de optimización genérico

| Grupo | Cereales | Vegetales | Vegetales de hoja | Frutas | Carnes | Leche | Pescado |
|-------|----------|-----------|-------------------|--------|--------|-------|---------|
| 1     | 10       | 10        | 15                | 15     | 50     | 10    | 10      |
| 2     | 1 000    | 1 000     | 1 500             | 1 500  | 5 000  | 1 000 | 5 000   |

Grupo 1: <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Am, <sup>242</sup>Cm, <sup>244</sup>Cm, <sup>239</sup>Np

Grupo 2: <sup>137</sup>Cs, <sup>134</sup>Cs, <sup>131</sup>I, <sup>89</sup>Sr, <sup>90</sup>Sr, <sup>95</sup>Zr, <sup>103</sup>Ru, <sup>106</sup>Ru, <sup>140</sup>Ba, <sup>144</sup>Ce

Un ejemplo importante de los acuerdos celebrados con otras organizaciones es el referido al tratamiento de personas heridas, contaminadas o irradiadas. En ese aspecto se ha previsto que los hospitales localizados en zonas próximas a las centrales nucleares prestarán la atención primaria a las víctimas. En los casos en que se requiriera una atención más especializada, las víctimas se trasladarán a centros de mayor complejidad de la ciudad de Buenos Aires. Al respecto se han celebrado varios acuerdos con centros especializados de salud que cuentan con la adecuada estructura hospitalaria y el personal especializado para el tratamiento de este tipo de pacientes (ver Sección 8.4).

El plan de emergencia de la CNA I tuvo su origen antes de su puesta en marcha en la década del '70 y luego se modificó en varias oportunidades. El correspondiente a la CNE se desarrolló al principio de la década del '80, también antes de su puesta en marcha. En el año 1995, los respectivos Responsables Primarios de las centrales nucleares llevaron a cabo una revisión pormenorizada de los planes de emergencia, en respuesta a los Requerimientos N<sup>os</sup> 192 y 222 emitidos por el Organismo Regulador. Esa revisión permitió adecuar los planes a los nuevos criterios, imperantes a nivel nacional e internacional, relativos a la intervención en emergencias radiológicas.

#### **16.4 PLANES DE EMERGENCIA EXTERNOS E INTERNOS DE LAS CENTRALES NUCLEARES**

Los planes de emergencia, tanto internos como externos, de las centrales nucleares reúnen la información necesaria sobre planificación y conducción. Esa es la información de la que disponen las instalaciones para hacer frente a una situación accidental, en conjunto con otros organismos públicos involucrados en la emergencia.

Los planes de emergencia de las centrales nucleares están preparados de tal modo que la intervención ante un accidente contemple principalmente los siguientes objetivos:

- Conducción de la situación accidental.
- Evaluación de las consecuencias potenciales.
- Declaración y comunicación de los estados de alerta correspondientes.
- Introducción de las medidas de protección necesarias para evitar o mitigar las consecuencias radiológicas, o derivadas de ellas, en los individuos y el ambiente.
- Ejecución de las acciones para restablecer las condiciones de habitabilidad de la zona involucrada, en la etapa tardía del accidente.

Los planes de emergencia de la CNA I y la CNE incluyen:

*En cuanto a organización y a responsabilidades:*

- Los acuerdos con autoridades públicas para implementar las medidas de protección
- Las responsabilidades y relaciones funcionales de las organizaciones encargadas de poner en práctica las distintas medidas de protección
- La composición, responsabilidades y funciones específicas del Comité Interno de Control de Emergencias; su lugar de reunión y su centro de repliegue fuera de la instalación

*En cuanto a Procedimientos:*

- Establecen las condiciones de la instalación de acuerdo a las cuales el gerente de la central declarará la emergencia, en sus distintos niveles.
  - \* Estado de alerta interno a la instalación.
  - \* Estado de alerta fuera del emplazamiento.
  - \* Emergencia interna dentro de la instalación.
  - \* Emergencia fuera del emplazamiento.
- Especifican la correspondencia entre los distintos niveles de emergencia y los niveles de alarma de Defensa Civil.
- Incluyen las siguientes acciones para enfrentar la situación de emergencia:
  - \* Detección rápida de la emergencia.
  - \* Activación de la organización para enfrentar la situación de emergencia.
  - \* Evaluación de la situación.
  - \* Inicio de la aplicación de las medidas de protección.
  - \* Finalización de la aplicación de las medidas de protección.
  - \* Ejecución de las acciones de recuperación del área afectada.
- Establecen los protocolos, y detalles de los sistemas de comunicación, necesarios para el manejo de la emergencia.
- Detallan las medidas de protección a aplicar de acuerdo al tipo de accidente y su posible evolución. Fundamentalmente para los siguientes casos:
  - \* Escape de gases nobles únicamente.
  - \* Escape de gases nobles y elementos volátiles.
  - \* Escape de gases nobles, elementos volátiles y aerosoles.
- Detallan la forma de implementar las medidas de protección e indican:
  - \* En qué circunstancias se implementarán las medidas de protección.
  - \* Quién se encargará de su implementación.
  - \* En qué zonas se implementará.
  - \* En qué circunstancia y de qué forma se decidirá el levantamiento de las

medidas de protección.

- Especifican los protocolos para la comunicación de alertas, información e instrucciones a la población potencialmente afectada (radio, televisión, altoparlantes, sirenas, etc.).
- Incluyen los protocolos para el control de las dosis incurridas por el personal actuante durante la emergencia y las medidas que deben tomarse en caso de que las mismas excedan las restricciones y prescripciones correspondientes. A efectos de la protección radiológica, es de hacer notar que el personal involucrado en la aplicación de las medidas de protección, en especial aquellas no urgentes, se considera como personal ocupacionalmente expuesto. Para el caso de las personas afectadas a la aplicación de medidas de protección urgentes o para aquellas que intervienen con el fin de salvar vidas, el Organismo Regulador estableció los criterios incluidos en la norma AR 10.1.1.

*En cuanto a lugares físicos y equipamiento:*

- Establecen los lugares de refugio (puesta a cubierto) para el personal permanente o temporario que desarrolla actividades en un radio de hasta 3 km de la instalación.
- Establecen los centros para la concentración de las personas en caso de una probable evacuación, los cuales también deben ser aptos para la eventual puesta a cubierto.
- Detallan el equipamiento necesario que debe estar disponible para el monitoreo radiológico.
- Establecen los lugares, tanto en el interior como en el exterior de la central, para el funcionamiento del Comité Interno de Control de Emergencias, e indican sus características.
- Establecen la disponibilidad de los lugares físicos e insumos necesarios, para la implementación de ciertas medidas de protección, en particular para la reubicación temporaria de personas en caso de evacuación.
- Establecen quién y donde informará a los medios de comunicación masiva.

*En cuanto al mantenimiento de recursos:*

- Contienen un programa de entrenamiento continuo del personal de la central y de las organizaciones externas que participan en la emergencia. El mismo contempla aspectos relacionados con la implementación del plan y generales de seguridad radiológica.
- Contienen un procedimiento para la actualización de los contenidos generales y específicos del plan de emergencias
- Establecen un programa de calibración y mantenimiento de los equipos y el instrumental destinado a la intervención en la emergencia.
- Prevén la ejecución de un ejercicio anual de aplicación del plan de emergencia

(simulacro).

## **16.5 ESTRUCTURA DEL PLAN DE EMERGENCIA A NIVEL NACIONAL**

En el ámbito nacional existe legislación relativa a los sistemas de defensa pasiva. Al respecto se citan las leyes N° 14467 de 1958 en cuanto a la "Defensa Pasiva" y N° 17192 de 1967 referida al "Servicio de Defensa Civil", sus leyes modificatorias y sus respectivos decretos reglamentarios. Estas leyes se refieren principalmente a las medidas y actividades de carácter no agresivo tendientes a evitar, anular o disminuir los efectos de actos bélicos, agentes de la naturaleza o desastres de otro origen que puedan afectar a la población y sus bienes. En el mismo sentido, los decretos N° 270/92 y N° 1041/95 se refieren a la preservación de la vida, el hábitat y los bienes de la población amenazados por calamidades de origen natural o antropogénico.

En el ámbito nacional las leyes y decretos mencionados se implementan en forma efectiva a través de la Dirección Nacional de Defensa Civil, organismo dependiente de la Secretaría de Seguridad Interior del Ministerio del Interior de la Nación.

En el ámbito provincial y municipal la Defensa Civil se estructura y organiza en el ámbito de la Secretaría de Seguridad Provincial o, en forma directa, en el poder ejecutivo provincial.

La capacidad de respuesta del Grupo de Defensa Civil dedicado a las emergencias radiológicas se incrementó progresivamente durante los últimos años, de acuerdo a lo evidenciado en los simulacros anuales. Sin embargo, se considera necesario mejorar el entrenamiento del personal en relación a su respuesta frente a este tipo de situaciones.

No existe un plan a escala nacional, específicamente dirigido a contingencias nucleares. Sin embargo, aquellas ciudades que pudiesen verse afectadas directamente por un accidente nuclear, como es el caso de la ciudad de Zárate (de la que depende la ciudad de Lima) para el caso de la CNA I y la Intendencia Municipal de Embalse, para el caso de la CNE, han incorporado a su Plan de Emergencia General la hipótesis de un "accidente en una central nuclear con emisión de material radiactivo y contaminación del ambiente".

El sistema de información al público de las medidas de protección en caso de un accidente, se ha desarrollado en los últimos años. Sin embargo deben destacarse las campañas de difusión a la población potencialmente afectada por accidentes de este tipo.



## 16.6 CLASIFICACION DE LAS SITUACIONES DE EMERGENCIA

Los planes de emergencia de ambas centrales, teniendo en cuenta las consecuencias potenciales, establecen los siguientes niveles de intervención:

*Nivel 0 (nivel de intervención pasiva):* corresponde a una situación externa a la central, de índole natural u origen diverso, que por su gravedad pueda concebiblemente afectar el normal funcionamiento de la misma.

*Nivel I:* corresponde a cualquier situación anormal en la central cuyas consecuencias permitan, en principio, asumir que no serán superados los límites anuales de dosis fijados en la Norma AR 10.1.1.

*Nivel II:* corresponde a cualquier situación anormal que, sin exponer indebidamente a los miembros del público, pueda ocasionar que los trabajadores de la central reciban dosis que superen los límites anuales fijados en la norma antedicha.

*Nivel III:* corresponde a cualquier situación anormal que pueda exponer a los miembros del público, a dosis superiores a los límites establecidos por la norma.

Cada uno de los niveles de intervención descriptos se corresponde con los distintos niveles de alarma que se comunican a la Defensa Civil

## 16.7 SIMULACROS DE EMERGENCIA

La ejecución de simulacros de emergencia es un requisito regulatorio general. En el caso particular de las centrales nucleares, el Organismo Regulador estableció que se realicen una vez por año, cubriendo los aspectos internos y externos de la instalación.

La Entidad Responsable programa y diseña anualmente los ejercicios de aplicación del Plan de Emergencia, los que deben considerar los objetivos establecidos por el Organismo Regulador y contar con su acuerdo. Los ejercicios abarcan todos los aspectos del plan de emergencia y en ellos intervienen todos los organismos involucrados. El Organismo Regulador lo hace con el doble rol de fiscalizador y ejecutor de las actividades que le competen dentro del plan de acción (por ejemplo asesorando a la Defensa Civil).

Los simulacros se llevan a cabo de forma que permitan verificar la puesta en práctica de las medidas de protección urgentes (de aplicación automática) y las

que requieren y disponen de más tiempo para su implementación.

En los ejercicios interviene personal de la central nuclear, de la Entidad Responsable y de distintos organismos externos (tales como Defensa Civil, Policía Federal y Provincial, Gendarmería Nacional, Prefectura Marítima, bomberos, hospitales, etc.), con el apoyo del Organismo Regulador. En los últimos diez años ha participado también, la población de las localidades de Embalse, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz, en el caso de la CNE, y la de Lima, cercana a la CNA-I (esencialmente, aquella población que vive dentro del radio de 10 km alrededor de las instalaciones).

Durante los simulacros, por una parte se evalúa el comportamiento del personal de las centrales y de los organismos que participan en la emergencia y, por la otra, se instruye a la población de las zonas próximas a las instalaciones sobre el comportamiento a seguir en el caso de una emergencia radiológica que pudiera afectarla. En ese sentido, durante los meses previos al ejercicio es obligatoria la divulgación e información al público.

Con posterioridad a los simulacros se llevan a cabo reuniones de las que participan todos los organismos intervinientes. En las mismas se evalúan los resultados de los ejercicios con el objeto de sacar conclusiones que permitan perfeccionar el Plan de Emergencia. En particular se analiza la respuesta del público con el fin de introducir mejoras, tanto en la implementación específica de aquellas medidas de protección que lo involucra, como en las actividades de divulgación.

## 16.8 ACUERDOS INTERNACIONALES

En diciembre de 1986, la República Federativa de Brasil y la República Argentina firmaron el Acuerdo de Cooperación Argentino - Brasileño. El Anexo II al Protocolo 11 de dicho acuerdo incluye el programa de "Cooperación y Asistencia Recíproca en Caso de Accidente Nucleares y Emergencias Radiológicas".

Como parte del acuerdo y con el objeto de conocer mejor los criterios utilizados en ambos países para enfrentar una situación de emergencia, en 1992 seis especialistas del Organismo Regulador brasileño participaron de un simulacro en la CNE.

En febrero de 1990 la República Argentina firmó con el Organismo Internacional de Energía Atómica, los acuerdos de Pronta Notificación (*"Convention on Early Notification of a Nuclear Accident"*) y de Asistencia en Caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica (*"Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency"*).

Por otra parte, la Argentina es miembro y punto de contacto de la red de atención médica a personas sobreexpuestas ("*Network for Medical Attention to Overexposed Persons*") de la Oficina Panamericana de la Salud.

#### **16.9 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

La información consignada precedentemente permite concluir que en el país se dispone de planes para responder a emergencias en instalaciones nucleares actualizados. Asimismo, que dichos planes de emergencia establecen las acciones a tomar tanto en el interior de las instalaciones como fuera de ellas y que se llevan a cabo ejercicios periódicos para su aplicación. Se deben invertir esfuerzos adicionales en cuanto a la respuesta del público frente a situaciones accidentales, así como para mejorar la respuesta de las organizaciones de apoyo en esas circunstancias. Por lo tanto, y no obstante esos esfuerzos adicionales, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Capítulo 16 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 17

## EMPLAZAMIENTO

### 17.1 INTRODUCCION

El objetivo de los estudios de emplazamiento es seleccionar un sitio adecuado para instalar una central nuclear, incluyendo las evaluaciones y definiciones apropiadas de las bases de diseño asociadas, teniendo en cuenta que el diseño de una central nuclear implica considerar factores dependientes del sitio de emplazamiento, los que pueden afectar, directa o indirectamente, su seguridad. Por ejemplo la capacidad y confiabilidad del sumidero final de calor y las redes de suministro eléctrico, los eventos potenciales naturales o inducidos por el hombre y las características de las vías de comunicación y accesos.

Por lo tanto, dichos estudios tienen como propósito determinar los efectos de eventos ocurridos en la región del sitio de emplazamiento para evaluar el potencial impacto radiológico en el ambiente debido a la operación de la planta y la factibilidad de desarrollar y ejecutar planes de emergencia.

En el país, estos estudios (para seleccionar la ubicación de una central nuclear) forman parte de los requerimientos cuyo cumplimiento debe ser satisfecho por el licenciatario en el momento que solicite la licencia de construcción. En el proceso de licenciamiento de una central nuclear no se requiere explícitamente una licencia previa e independiente del sitio de emplazamiento.

Sin embargo cuando se solicita la licencia de construcción, el Organismo Regulador evalúa los criterios y procedimientos utilizados en los estudios del sitio de emplazamiento, los resultados obtenidos, y si los mismos satisfacen los requerimientos establecidos y el estado del arte y prácticas reconocidas en ese momento.

Resumiendo, los estudios para el emplazamiento de una central nuclear permiten el análisis de:

- a) La selección de los sitios posibles y la evaluación de cuan adecuados resultan para la construcción y operación de esa central nuclear.
- b) El establecimiento de requisitos de seguridad relativos a las condiciones del sitio.
- c) Efectos sobre la instalación de los sucesos externos, naturales o inducidos por el hombre, que puedan ocurrir en las región.
- d) Características del sitio de emplazamiento y sus alrededores, relacionadas a las vías de transferencia de materiales radiactivos liberados al ambiente durante la operación normal de la instalación o como consecuencia de situaciones accidentales.

## 17.2 SITIOS EXISTENTES

En el país se seleccionaron y calificaron como adecuados dos sitios para la construcción de dos centrales nucleares: Atucha, sobre la margen derecha del Río Paraná en la Provincia de Buenos Aires, y Embalse, en la costa del Lago del Dique Río Tercero en la Provincia de Córdoba.

El emplazamiento de Atucha cuenta con dos unidades independientes, la CNA-I en operación y la CNA-II en construcción. En el Lago del Dique Río Tercero, se ubica la CNE, actualmente en operación.

Este informe se refiere únicamente a aquellos estudios que se llevaron a cabo para calificar los sitios mencionados desde el punto de vista de la seguridad. Si bien otros estudios cubrieron diversos aspectos técnicos, económicos, sociales y culturales, no se tratan aquí, aunque fueron obviamente considerados en el momento de tomar decisiones relativas a la instalación de las plantas.

Las investigaciones sobre eventos externos de carácter natural abarcaron inundaciones, terremotos y sus fenómenos asociados (fallas geológicas en la vecindad del sitio y licuefacción del suelo), y fenómenos meteorológicos extremos (tornados). Con respecto a los eventos externos inducidos por el hombre, se analizó la probabilidad del impacto de aeronaves y explosiones. Además, se llevaron a cabo minuciosas investigaciones geotécnicas para determinar los parámetros del suelo que permitieron verificar la estabilidad y diseño de las fundaciones.

Para los sitios mencionados, los eventos externos más significativos que tuvieron influencia sobre las bases de diseño fueron: los eventos sísmicos para el emplazamiento de Embalse (terremotos y fallas geológicas) y los eventos hídricos para el emplazamiento de Atucha (valores extremos de la capacidad potencial de inundación del Río Paraná).

Los estudios incluyeron la determinación de las características del emplazamiento que influyen sobre los efectos en el ambiente debidos a la operación de las plantas. Al respecto se citan las siguientes: meteorológicas e hidrológicas/ hidrogeológicas, que afectan la dispersión en la atmósfera y en el medio acuífero hidrológico respectivamente, la distribución de la población y los usos del suelo y del agua en la región.

Por ejemplo, los resultados de los estudios de emplazamiento de las centrales nucleares se utilizaron en la determinación de los parámetros necesarios para aplicar modelos de dispersión de radionucleidos en el ambiente. Dichos modelos permitieron evaluar las dosis debidas a liberaciones de efluentes radiactivos durante el funcionamiento normal.

Asimismo, la información obtenida de los estudios de emplazamiento permitió prever la implementación de medidas para proteger a la población frente a situaciones accidentales. Estas medidas se tuvieron en cuenta para la elaboración de los respectivos Planes de Emergencia.

### 17.3 ASPECTOS NORMATIVOS

En el país no se puede iniciar la construcción de una central nuclear sin contar con la correspondiente licencia de construcción otorgada por el Organismo Regulador a solicitud de la Entidad Responsable.

El Organismo regulador emite esa licencia una vez que la Entidad Responsable ha demostrado que el diseño de la central nuclear que se va a construir cumple con las normas y otros requisitos específicos aplicables al sitio seleccionado, teniendo en cuenta la interacción instalación-emplazamiento.

En resumen, los requisitos y normas regulatorias se aplican de manera integral. Por esa razón, la Entidad Responsable debe demostrar, a través de estudios apropiados del sitio de emplazamiento, que las características específicas del mismo que pueden tener influencia en la seguridad de la planta, así como el impacto potencial sobre el público y el ambiente debido a su operación, verifican los criterios de aceptación establecidos en las normas regulatorias, y que ellos se tuvieron correctamente en cuenta en las bases de diseño.

Es por esta razón que el sistema regulatorio no prevé el licenciamiento del sitio donde se va a emplazar una central nuclear como un proceso separado, previo al inicio del diseño y construcción de la planta.

Alineado con este enfoque, en el momento de solicitar la licencia de construcción la Entidad Responsable debe remitir al Organismo Regulador toda la documentación que éste le requiera con el fin de evaluar la seguridad radiológica y nuclear de la instalación, incluyendo las características del sitio de emplazamiento relacionadas con:

- Eventos externos naturales e inducidos por el hombre que afectan la seguridad de la instalación,
- Dispersión de radionucleidos al ambiente en condiciones normales y accidentales.

Finalmente, la información que debe presentarse en relación con este tema está establecida en un documento de guía: "Modelo para realizar estudios de emplazamiento para instalaciones nucleares en la Argentina". Dicho documento contiene los criterios y métodos teórico-prácticos para seleccionar los sitios adecuados de una determinada región, para el emplazamiento de una central nuclear.

## **17.4 ETAPAS DE LOS ESTUDIOS DEL SITIO DE EMPLAZAMIENTO**

Los estudios relativos a los sitios para el emplazamiento de ambas plantas (CNA-I y CNE) se llevaron a cabo en cada caso a través de las tres etapas siguientes: 1) examen de la región de interés, 2) selección de los sitios candidatos y, finalmente, 3) evaluación del sitio seleccionado.

Para cada planta, la primera etapa consistió en examinar una extensa región con el propósito de "filtrar" (aceptando o rechazando) aquellas zonas que podrían ser candidatas para ubicar una central nuclear. En esta etapa se atendieron no sólo los aspectos relacionados con la seguridad sino que además se tuvieron en cuenta las características sociales y económicas y su perspectiva de evolución a lo largo de la existencia de la planta.

La etapa de selección del sitio de la CNE y de las unidades CNA-I y CNA-II comprendieron el estudio de varios sitios seleccionados para demostrar su aceptabilidad fundamentalmente desde el punto de vista de la seguridad, no obstante haberse tenido en cuenta los otros aspectos mencionados. En esta etapa se definieron de manera preliminar aquellos parámetros relacionados con el sitio que se requerían para el diseño de la planta contra los efectos de eventos externos significativos; así mismo se recabó y analizó aquella información que permitiera evaluar los efectos que tendría la operación de la planta sobre el público y el ambiente. Como resultado final de esta etapa se seleccionaron los sitios de Embalse y Atucha.

Finalmente, las etapas de evaluación implicaron la realización de estudios detallados de los parámetros de diseño relacionados a la ocurrencia de eventos externos significativos en el sitio y para evaluar la influencia de la operación de la planta sobre el público y el ambiente. Estos estudios se llevaron a cabo durante la construcción y las primeras etapas de la operación, de acuerdo a los conocimientos y prácticas disponibles en esa época.

## **17.5 ESTUDIOS DE EMPLAZAMIENTO REALIZADOS**

### **17.5.1 ESTUDIOS DEL EMPLAZAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

Desde los comienzos del proyecto de la Central Nuclear Atucha I, en la década del '60, se llevaron a cabo una serie de estudios e investigaciones relacionados al sitio de emplazamiento antes y durante las etapas de diseño y construcción.

Al respecto, y como se mencionó en la Sección 17.4, la etapa de examen del sitio se desarrolló en la región denominada "Gran Buenos Aires - Litoral", que comprende sectores de las provincias de Buenos Aires, Santa Fe y Entre Ríos. En

esta fase se identificaron dos sitios como candidatos: uno de ellos fue Magdalena, ubicado al sur de la Ciudad de Buenos Aires sobre la costa del Río de la Plata, y el otro fue Atucha, localizado sobre el margen derecho del Río Paraná de las Palmas al noreste de la Ciudad de Buenos Aires. Finalmente se seleccionó este último como el sitio para instalar la primera central nuclear del país

Las investigaciones sobre el sitio se volcaron en un documento titulado "Estudios de pre-inversión para la construcción de una central nuclear en la zona del Gran Buenos Aires", que contiene aspectos técnicos, legales y económicos de la planta a que se iba a construir.

El informe de Seguridad de la CNA-I fue emitido en 1972. Incluye el análisis de problemas vinculados al sitio de emplazamiento de la central, con particular énfasis en temas tales como topografía y uso del ambiente por el hombre, medios de comunicación, distribución de la población y condiciones meteorológicas, geológicas e hidrológicas, así como la eliminación de residuos de baja actividad generados por la operación de la planta.

Con la finalidad de evaluar el impacto en el ambiente debido a la operación de la CNA-I se llevaron a cabo varios estudios. Algunos incluyen datos recabados antes de comenzar su construcción y otros que se obtuvieron durante esa etapa. Ello permitió analizar los resultados y evaluar la evolución del impacto en el ambiente debido a la operación de la planta.

Se efectuaron estudios sobre características climatológicas tales como: velocidad, dirección y frecuencia del viento (rosa de los vientos), temperatura ambiente y del agua del río, humedad relativa, valores de precipitación y categoría de estabilidad atmosférica. En 1973 se instaló en el sitio una estación meteorológica (montada en una torre de 100 m), la que fue reacondicionada en dos oportunidades y aún se encuentra en funcionamiento. Se condujeron otros estudios para determinar la distribución de la población a diferentes distancias del emplazamiento, así como el uso del suelo y del agua por parte de la misma.

Finalmente, se hicieron estudios para determinar los factores de dilución asociados al emplazamiento, así como evaluaciones radioecológicas en especies vegetales, en animales silvestres, en la ganadería, en los productos agrícolas locales y en sedimentos.

Debe mencionarse también, el informe "Transferencia de nucleidos de la fase acuática a sedimentos durante los ciclos normales y extraordinarios del Río Paraná de las Palmas", relacionado con la dispersión de radionucleidos en agua y su depósito en sedimentos. Este estudio se llevó a cabo en 1985 y fue parcialmente auspiciado por el OIEA.



## 17.5.2 ESTUDIOS DEL EMPLAZAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

La selección del sitio de emplazamiento de la segunda central nuclear del país tuvo lugar antes del año 1974 y se enfocó en los alrededores del Dique Los Molinos, Provincia de Córdoba. En virtud de la decisión de construir una central de mayor potencia, esta zona debió rechazarse por la insuficiente disponibilidad de agua refrigerante para el sumidero de calor.

De acuerdo a los nuevos requerimientos de potencia se evaluó la zona del Embalse de Río Tercero a fin determinar la ubicación de la planta. En tal sentido, a partir de 1974 se efectuaron relevamientos de las características ambientales de la región con la finalidad de determinar los aspectos hidrológicos de la cuenca del Río Tercero, particularmente las del lago del dique.

Como resultado de ese proceso se seleccionó el emplazamiento en la costa del lago y se llevaron a cabo investigaciones y estudios para evaluar las características específicas de ese sitio

En particular se efectuaron estudios geotécnicos, geofísicos, geológicos y sismológicos, así como investigaciones meteorológicas, con el objeto de determinar los parámetros base de diseño correspondientes a los eventos externos naturales. Como parte de las tareas, se recopilaron los datos necesarios para evaluar las fallas y riesgos sísmicos de la zona.

Al respecto, caben mencionar los siguientes informes: "Estudios para la evaluación sísmica del emplazamiento de la Central Nuclear Córdoba", "Estudio del riesgo sísmico del emplazamiento" e "Informe final sobre la re-evaluación del comportamiento sísmico de la Central Nuclear Embalse en Córdoba". Todos ellos tuvieron su origen durante la década del '70.

Se determinaron las características hidrológicas y del uso del agua por parte de la población para consumo directo o riego. En este último aspecto no sólo se evaluó el aprovechamiento del recurso hídrico en el momento del estudio, además se efectuaron proyecciones que contemplaron la tendencia creciente del consumo debido al desarrollo económico esperable en la región.

El análisis de las condiciones meteorológicas de la zona se realizó con datos del período 1972-1981, obtenidos en la estación micrometeorológica ubicada en el emplazamiento, en operación desde el año 1971.

Se realizó un estudio climatológico y se evaluaron: el comportamiento (medio diario y anual) de la temperatura ambiente, la variación de la temperatura del agua del lago con la profundidad, la humedad relativa ambiente, la dirección y velocidad del viento, la persistencia de valores extremos de temperatura y humedad, el comportamiento anual de la precipitación y su relación con la dirección del viento.

Entre los análisis climatológicos e hidrológicos cabe hacer mención de los informes de 1980 y 1983 titulados "Determinación del tornado base de diseño para la Central Nuclear Embalse, Córdoba" y "Estudio ambiental del emplazamiento del la Central Nuclear Embalse, Córdoba".

En 1982 se llevó a cabo una evaluación sobre los eventos externos inducidos por el hombre, de acuerdo con los lineamientos contenidos en las Guías 50-SG-S5 y 50-SG-D5 del OIEA. Esta evaluación abarcó el riesgo de impacto de aeronaves, incendios externos y explosiones de sustancias sólidas. Aunque de dichos estudios no se derivaron bases de diseño para eventos inducidos por el hombre, surgieron recomendaciones para el tráfico aéreo, medidas de protección frente a incendios forestales y reubicación de caminos alrededor de la planta.

Finalmente deben mencionarse los estudios referidos a la distribución de la población, viviendas, ganadería, pesca y actividades agrícolas, así como los relativos a otras características del ecosistema que permitieron evaluar el efecto sobre el mismo por el funcionamiento de la central. Además, es importante considerar la información relativa al sitio donde se encuentra emplazada la Central Nuclear Embalse, contenida en las versiones de 1985, 1986 y 1993 del "Informe de Seguridad de la CNE".

### **17.5.3 ESTUDIOS DEL EMPLAZAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II**

Debido al hecho que el sitio del emplazamiento de la CNA-II es el mismo que el de la CNA-I, abundante información específica estaba disponible para la etapa de diseño de la CNA II. Ello fue el fruto de los continuos estudios que se vienen realizando en la CNA I sobre el tema desde el inicio de su funcionamiento, en especial sobre aspectos hidrológicos, fenómenos meteorológicos y dispersión atmosférica extremos, y de distribución de la población, así como de los mecanismos de transferencia de radionucleidos hacia el hombre, tanto por vía atmosférica como hídrica.

Adicionalmente se llevaron a cabo estudios relacionados con el sitio para determinar parámetros base de diseño de la nueva central.

Se hicieron extensas investigaciones geotécnicas con el objeto de definir las características del suelo para la verificación de la estabilidad y el diseño de la fundación, así como estudios e investigaciones geofísicas para determinar el riesgo sísmico de acuerdo a los nuevos datos y criterios. Es así, que el informe "Estudio sísmico del emplazamiento de la CNA-II" refleja tales investigaciones realizadas por la Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas (ENACE) durante 1981. Cabe mencionar que el Informe Preliminar de Seguridad de la instalación emitido en 1981 contiene toda la información disponible sobre el sitio de emplazamiento.

El tornado es otro de los eventos naturales externos que se incluyeron en las bases de diseño de la planta, en las que se tuvieron en cuenta las cargas de presión y los proyectiles generados por dicho fenómeno. Cabe además mencionar aquí la estación meteorológica (ubicada en una torre de 100 m), la cual suministra los datos micrometeorológicos específicos del sitio de emplazamiento.

En las bases de diseño de la planta también se consideraron los eventos externos inducidos por el hombre. Al respecto, se definió la onda expansiva correspondiente a la deflagración de una nube de gas, la que se tuvo en cuenta debidamente en lo relacionado con aspectos estructurales y de distribución de espacios (*layout*).

Otros estudios relacionados con el sitio comprendieron censos específicos en la zona más cercana a la instalación (que se completaron con los censos regionales o nacionales), tanto enfocados a la población como a la producción agrícola-ganadera.

Por otra parte se confrontaron los valores medidos de mediciones de concentración de tritio en compartimentos ambientales con los correspondientes valores teóricos calculados, lo cual permitió validar los factores de dilución.

Finalmente, debe mencionarse que los monitorajes que se vienen llevando a cabo sobre vegetales, sedimentos atmosféricos e hídricos, leche vacuna, pescados, agua, etc., sirven para verificar los parámetros de transferencia que se utilizarán para evaluar las dosis individuales y colectivas asociadas al funcionamiento de la CNA-II.

## 17.6 RE-EVALUACION DEL SITIO DE EMPLAZAMIENTO

Las características del sitio que potencialmente puedan afectar la seguridad pueden necesitar ser re-evaluadas durante la vida útil de la central a la luz de nuevos datos o cambios en criterios y métodos, que surgen de los avances producidos en las prácticas reconocidas y la evolución del estado del arte en cuanto a los estudios de emplazamiento se refiere. Como resultado final de dicha re-evaluación, pueden definirse nuevos parámetros y, en consecuencia, la seguridad de la planta necesita ser verificada a la luz de las nuevas condiciones.

En el país, se llevaron a cabo re-evaluaciones en ambas centrales nucleares relacionadas con los eventos externos más significativos. En particular, se re-evaluaron las características hidrológicas del sitio en el caso de Atucha I y el riesgo sísmico para Embalse, después de la construcción de estas centrales.

En el caso del sitio de Atucha, se evaluó el impacto por la potencial falla de la represa ubicada aguas arriba en el Río Paraná de las Palmas. En consecuencia, se modificó el nivel máximo de inundación previsto y se introdujeron modificaciones en la estructura de la entrada de agua de refrigeración de la CNA-II. También se evaluó el riesgo sísmico de este sitio de emplazamiento, por lo que se introdujeron modificaciones al diseño original de dicha unidad con el objeto de satisfacer las nuevas cargas sísmicas.

En el caso de Embalse, la re-evaluación del riesgo sísmico también resultó en mayor carga sísmica debida al nivel de terremoto severo y, en consecuencia, como resultado del análisis de la respuesta estructural, se introdujeron varias modificaciones en sistemas y componentes relacionados con la seguridad, antes de la puesta en marcha de la central pero luego de su construcción (ver Sección 14.2.2). Actualmente, se está implementando un programa para actualizar y mejorar la instrumentación de sismicidad, incluyendo la preparación de un procedimiento de operación de la planta para responder a la ocurrencia de un sismo.

Además se llevaron a cabo los siguientes estudios:

- Análisis del efecto sobre el Dique de Embalse, de terremotos que producen un valor de la aceleración horizontal máxima entre 0,17 y 0,34 g (1987).
- Análisis de las consecuencias hidrológicas del funcionamiento del Complejo Hidroeléctrico Río Grande sobre la operación de la CNE. Este Complejo está ubicado unos 20 km de la central nuclear, aguas arriba del Río Grande que aporta sus aguas al embalse del dique (1985).

Actualmente el Organismo Regulador está desarrollando una serie de proyectos relativos a la re-evaluación de los sitios de emplazamiento. El objetivo de uno de ellos es desarrollar un nuevo código de cálculo para evaluar las consecuencias de las descargas accidentales de nucleidos a la atmósfera en el caso de la CNE, que resulte más adecuado a las características geográficas de la zona que el que se viene utilizando hasta el presente. Otro de los proyectos está enfocado a analizar, desde un punto de vista probabilístico, las consecuencias de la emisión de radionucleidos al ambiente debida a eventuales accidentes en la CNA-I y la CNA-II, a través del código COSYMA.

Otro proyecto bajo desarrollo se refiere la re-evaluación de fenómenos meteorológicos extremos (principalmente tornados) en ambos sitios, con el objeto de verificar los criterios de diseño originales, a la luz de los nuevos datos disponibles y de la actualización de las técnicas de modelación y evaluación de riesgos.

## **17.7 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

De la información contenida en el presente Artículo surge que en el país se han evaluado los factores relevantes del emplazamiento de las centrales nucleares, que puedan afectar su seguridad a lo largo de su vida útil. Asimismo, se ha evaluado el impacto sobre el público y el ambiente debido al funcionamiento de las mismas. Al mismo tiempo, se re-evaluaron los principales factores vinculados a los sitios de emplazamiento, lo que permanentemente garantiza la seguridad requerida.

Por consiguiente, el país cumple con las obligaciones impuestas por el Artículo 17 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 18

## DISEÑO Y CONSTRUCCION

### 18.1 INTRODUCCION

El Organo Regulador argentino ha dictado normas que cubren los aspectos necesarios de diseño y construcción con el objeto de prevenir accidentes así como mitigar sus consecuencias radiológicas si ellos ocurren.

Los diseños de las centrales nucleares están de acuerdo con el principio de defensa en profundidad y, adicionalmente, cumplen con los criterios de redundancia, separación física y diversidad, especificados por las normas regulatorias.

Por una parte dichas normas son compatibles con conceptos determinísticos, tal como el principio de defensa en profundidad, y por la otra, incorporan conceptos probabilísticos con el objeto de definir criterios de diseño para las plantas.

Más aún, las respectivas licencias de operación incluyen requerimientos que tienen en cuenta la prevención de la eventual degradación de componentes, el mantenimiento de los niveles de confiabilidad de los sistemas de seguridad y la implementación de un plan de emergencia.

### 18.2 DISEÑO Y CONSTRUCCION

La CNE fue diseñada y construida de manera que dispone de niveles y métodos confiables de protección contra la emisión accidental de materiales radiactivos (principio de defensa en profundidad), con el fin de prevenir los accidentes y de atenuar sus consecuencias radiológicas en el caso que ellos ocurran. La CNA-I, diseñada previamente a la formulación del principio de defensa en profundidad, también cumple con los criterios básicos asociados a tal principio.

Dichos principios básicos de seguridad están incluidos en las normas regulatorias aplicables que se presentan en las Tablas 18.1, 18.2 y 18.3. A continuación se resume el propósito de cada una de ellas:

La Norma AR 3.1.3 establece las condiciones generales que deben cumplir los reactores de potencia con el objeto de prevenir la ocurrencia de accidentes y mitigar sus consecuencias si ellos ocurren.

La norma AR 3.2.1 establece los criterios generales que deben observar los sistemas de seguridad.

La norma AR 3.2.3 contiene aquellos criterios relativos a la seguridad contra incendios o eventos generados por el fuego y explosiones que puedan comprometer la seguridad radiológica o nuclear.

Tabla 18.1

| Norma     | Título   |
|-----------|--|
| AR 3.1.3  | Criterios radiológicos relativos a accidentes en centrales nucleares |
| AR 3.2.1  | Criterios generales de seguridad en el diseño                        |
| AR 3.2.3  | Seguridad contra incendios   |
| 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  | Sistema de calidad   |
| AR 3.10.1 | Protección contra terremotos   |

La norma AR 3.3.2 determina los requisitos para una adecuada refrigeración de los elementos combustibles en el núcleo.

La norma AR 3.3.3 contiene los requisitos necesarios para preservar la integridad del circuito primario de presión en cualquier condición de operación y falla.

La norma AR 3.3.4 requiere que los combustibles sean diseñados y fabricados de modo de minimizar la probabilidad y la magnitud de escapes de material radiactivo.

La norma AR 3.4.1, entre otros ítems, establece que:

- Los sistemas de protección deben activarse automáticamente.
- La acción del operador no deberá ser necesaria durante un lapso apropiado después de dicha activación.
- El operador puede iniciar procedimientos de protección pero no impedir el funcionamiento necesario del sistema de protección.
- El sistema de protección debe cumplir con el criterio de falla única.

La norma AR 3.4.2 especifica las características de diseño de los sistemas de extinción del reactor.

La norma AR 3.4.3 establece las características de los diseños de los sistemas de confinamiento, especialmente en cuanto al número de barreras, capacidad de retención de materiales radiactivos, sollicitación de cargas normales y accidentales, tasa de fuga de la atmósfera confinada y las pruebas de verificación correspondientes.

La norma 3.5.1 contiene los lineamientos para asegurar, por medio de un diseño adecuado, la alimentación eléctrica esencial (suministro de energía eléctrica de emergencia) que preserve la seguridad en situaciones operativas y accidentales.

La norma 3.6.1 determina los requisitos mínimos para desarrollar, establecer e implementar un sistema de calidad que incluya todos los aspectos relativos a la seguridad radiológica y nuclear.

La norma 3.10.1 los criterios relativos al diseño aplicables a la protección contra terremotos.

Las normas regulatorias argentinas establecen que las tecnologías incorporadas al diseño y construcción de centrales nucleares deben tener una validez comprobada por la experiencia o ser verificadas mediante pruebas y análisis. A tal efecto son aplicables las que muestra la Tabla 18.2:

Tabla 18.2

| Norma    | Título   |
|----------|--|
| AR 3.2.1 | Criterios generales de seguridad en el diseño                        |
| AR 3.3.1 | Núcleo del reactor   |
| AR 3.4.1 | Sistema de protección e instrumentación relacionada con la seguridad |
| AR 3.4.3 | Sistemas de confinamiento  |
| AR 3.5.1 | Alimentación eléctrica esencial                                      |

A continuación se resume el propósito de cada una de ellas:

La norma AR 3.2.1 especifica las condiciones que deben cumplir los métodos de diseño de estructuras, sistemas y componentes especialmente en cuanto a márgenes para cubrir incertezas en los datos, pruebas a las que los mismos deben someterse, confiabilidad y redundancia.

La norma AR 3.3.1 establece los requisitos que deben satisfacer los datos de diseño, principalmente en relación con la física del reactor y el comportamiento termohidráulico.

La norma AR 3.4.1 establece que los componentes del sistema de protección deben tener confiabilidad y efectividad demostradas y determina la redundancia mínima de los mismos.

La norma AR 3.4.3 determina las características de redundancia, diversidad y separación que deben tener los sistemas de confinamiento a fin de asegurar la confiabilidad necesaria para el cumplimiento de la norma AR 3.1.3.

La norma AR 3.5.1 indica que deben especificarse la confiabilidad y disponibilidad requerida para la alimentación eléctrica esencial y describirse los medios utilizados para cumplir con dichos requerimientos. Adicionalmente, establece que debe demostrarse por medio de cálculo, y verificarse con los correspondientes ensayos y mediciones, que la alimentación eléctrica esencial estará disponible



para toda condición de demanda (incluyendo los efectos de distintos estados de carga).

En la Tabla 18.3 figuran las normas regulatorias aplicables al diseño de centrales nucleares, que establecen los requisitos para la operación confiable, estable y fácilmente controlable de estas instalaciones, con especial consideración de los factores humanos y la interacción hombre-máquina.

Tabla 18.3

| Norma    | Título   |
|----------|--|
| AR 3.2.1 | Criterios generales de seguridad en el diseño                        |
| AR 3.4.1 | Sistema de protección e instrumentación relacionada con la seguridad |

La norma AR 3.2.1 prescribe aspectos significativos relacionados con el operador. Entre ellos cabe mencionar que éste debe tener conocimiento de cualquier información que resulte necesaria para tomar decisiones relacionadas con la seguridad, así como que le está prohibida su intervención inmediatamente después de la ocurrencia de eventos iniciantes de accidentes, período después del cual, debe ser capaz de tomar cualquier medida en favor de la seguridad sin impedir el funcionamiento de los sistemas de protección.

La norma 3.4.1 por su parte, establece las características de la interacción hombre-máquina, en relación con el diseño del sistema de protección e instrumentación del reactor.

## 18.3 CUMPLIMIENTO DE LAS CENTRALES NUCLEARES CON LAS NORMAS REGULATORIAS

Algunas normas fueron emitidas después de la construcción de la CNA-I y la CNE. Fue por ello que el Organismo Regulador no demandó su inmediata aplicación, sin embargo, gran parte de las mismas ya fueron satisfechas y el cumplimiento con las restantes está siendo implementado.

Los elementos combustibles se controlan, inspeccionan, ensayan y verifican, de acuerdo a los lineamientos establecidos en el programa de garantía de calidad de cada instalación, que abarcan la fabricación, transporte y recepción de los mismos.

La integridad del circuito primario en condiciones normales y accidentales, se preserva considerando los efectos sobre el mismo de anclajes, conexiones y cargas externas e internas, así como los efectos de la irradiación y las sollicitaciones térmicas y mecánicas.

Tanto la CNA-I como la CNE cuentan con una envuelta de contención que

representa la última barrera de confinamiento. Dicha envuelta está diseñada para soportar cargas debidas a diferentes situaciones accidentales iniciadas por eventos internos o externos

Los criterios para el diseño de los sistemas de confinamiento se refieren especialmente al número de barreras, la capacidad de retención de material radiactivo, el comportamiento frente a cargas normales y accidentales, la tasa de pérdidas a la atmósfera y a los correspondientes ensayos de verificación.

Los sistemas de extinción (inserción de las barras de control e inyección de venenos neutrónicos) aseguran la extinción del reactor tanto en situaciones normales como accidentales, manteniéndolo en ese estado seguro durante el tiempo requerido.

Los criterios de diseño para la alimentación eléctrica esencial permiten preservar un adecuado nivel de seguridad en condiciones normales y accidentales. Además, incluyen los criterios de independencia, redundancia, diversidad y separación física. También se consideran eventos externos tales como incendios e impacto de misiles.

### 18.3.1 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

El diseño de los sistemas de seguridad y las barreras de contención que previenen el escape de los productos de fisión, tales como las vainas de los elementos combustibles, el circuito primario y la contención del reactor, cumplen los criterios establecidos en la norma AR 3.2.1. Asimismo, el diseño de los sistemas de seguridad cumple tanto el criterio de falla única como el de segregación y diversidad. Este último también se aplica a todos aquellos sistemas que lo requieran.

El diseño de los sistemas de extracción del calor del núcleo, tanto durante la operación normal (sistemas de transporte de calor del primario y de refrigeración en parada) como durante la hipotética ocurrencia de situaciones accidentales (sistema de refrigeración de emergencia del núcleo), cumple los requisitos de las normas AR 3.3.2 y AR 3.3.3.

El diseño de los dos sistemas de extinción con que cuenta la CNA-I verifica, en general, los criterios establecidos en la norma AR 3.4.2, especialmente en lo referente a diversidad, redundancia y confiabilidad.

La CNA-I cuenta con los siguientes sistemas que constituyen las barreras de confinamiento requerida por la norma AR 3.4.3:

- *El sistema de contención:* está constituido por una esfera de acero de aproximadamente 50 metros de diámetro cubierta por una segunda envoltura de seguridad de hormigón armado, que además cumple la función de blindaje

exterior. El sistema incluye varias penetraciones, exclusas de aire y el subsistema de aislamiento de la contención.

- *El sistema de remoción de materiales radiactivos en caso de accidente:* está ubicado entre la envolvente de acero y el blindaje exterior y funciona por el pasaje de aire a través de filtros de carbón y absolutos.

En caso de producirse un LOCA o una rotura en el sistema secundario dentro de la contención, el diseño prevé que la presión resultante dentro de la misma no exceda el valor de diseño ( $2,8 \text{ kg/cm}^2$ ). Por otra parte, el valor de diseño de la tasa de fuga desde la atmósfera confinada por la contención es de 0,5% por día del volumen libre.

Tanto la presión como la tasa de fuga de diseño de la envolvente de acero fueron verificadas mediante pruebas de estanqueidad, de acuerdo a lo establecido en la Sección 3.8 de la licencia de operación. La presión de prueba fue de  $3,1 \text{ kg/cm}^2$  mientras que la tasa de fuga resultó muy inferior al correspondiente valor de diseño.

El diseño de la CNA-I verifica el cumplimiento, en líneas generales, de los requisitos de las normas AR 3.2.1, AR 3.3.1, AR 3.4.1 y AR 3.4.3, especialmente en lo referente a márgenes adecuados para cubrir incertezas en los datos y la aplicación de conceptos de seguridad vigentes en la época en que se desarrolló dicho diseño, como por ejemplo, redundancia, diversidad, etc.

Tal verificación obviamente fue indirecta, dado que los componentes fueron diseñados y fabricados en la República Federal de Alemania y el contrato de compra establecía que los mismos debían cumplir con lo establecido en la normas alemanas y que la central debía ser licenciable en ese país.

Por otra parte, en el diseño del núcleo se utilizaron métodos y herramientas de cálculo compatibles con el estado del arte a la sazón y verificados por la experiencia de funcionamiento.

En general se cumplen aquellos criterios de la norma AR 3.2.1 relacionados con la actuación del operador. El operador siempre puede tomar medidas para evitar una situación que afecte la seguridad de la central pero no puede impedir la actuación necesaria de los sistemas de seguridad. En cualquier estado de la central, todos los mandos ejercidos manualmente quedan subordinados al sistema de protección del reactor; por lo tanto, la seguridad del reactor no se ve amenazada en el caso que no se observaren las lecturas de los instrumentos de medición o no se perciban señales de alarma, o ante la eventualidad de una maniobra errónea.

Teniendo en cuenta el estado del arte en cuanto a los sistemas de procesamiento y reporte de la información en la época en que se diseñó la central, puede decirse que en general se cumplen los requisitos de la norma AR 3.4.1, en lo referente a

la interfaz hombre-máquina. En particular, durante un apropiado lapso posterior a la activación automática de un sistema de seguridad no se requiere ninguna acción del operador quien, por otra parte, no puede impedir ni interrumpir su funcionamiento. No obstante puede iniciar otras funciones de protección.

Además, como se mencionó en la Sección 11.7, se implementó un simulador gráfico interactivo que se utiliza para la capacitación del personal que inicia sus tareas en la central.

### 18.3.2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

El diseño de los sistemas de seguridad del reactor y de las barreras de contención que previenen el escape de los productos de fisión, tales como el *pellet* de combustible propiamente dicho, la vaina de los elementos combustibles, el circuito presurizado de transporte de calor y el edificio del reactor cumplen los requisitos de las normas AR 3.3.2, AR 3.3.3 y AR 3.3.4.

El diseño de los sistemas de extracción del calor del núcleo en operación normal (sistemas primario de transporte de calor y de refrigeración en parada) y durante accidentes (sistemas de refrigeración de emergencia, etapas de alta, media y baja presión, y sistema de suministro de agua de emergencia) cumplen los requisitos de las normas AR 3.3.2 y AR 3.3.3.

La barrera de confinamiento, requerida por la norma AR 3.4.3, con que cuenta la CNE esta constituida por los siguientes sistemas:

- *Sistema de contención:* está constituido por la estructura del edificio del reactor, sus penetraciones, esclusas y dispositivos de aislamiento de la contención.
- *Sistema supresor de presiones:* está constituido por el sistema de rociado y el de enfriamiento de la atmósfera del edificio del reactor.
- *Sistema de remoción de productos de fisión.* Está constituido por los sistemas de ventilación y de recuperación de vapores de la atmósfera del edificio del reactor.

En caso que ocurra un LOCA o se produzca la rotura de algún componente del sistema secundario dentro de la contención, el sistema de rociado mantiene la presión en el interior de la misma en valores que no exceden el de diseño ( $1,25 \text{ kg/cm}^2$ ). De acuerdo a lo establecido en la Sección 3.9 de la licencia de operación y en la norma AR 3.2.1, se efectúan pruebas de estanqueidad de la contención con una periodicidad mínima de cinco años.

El diseño de la CNE verifica los requisitos de las normas AR 3.2.1, AR 3.3.1 y AR 3.4.3, especialmente en lo referente a los márgenes necesarios para cubrir incertezas en los datos y la aplicación de conceptos de seguridad vigentes en la

época en que se desarrolló dicho diseño, como por ejemplo, redundancia, diversidad, etc.

Por otra parte, en el diseño del núcleo se utilizaron métodos y herramientas de cálculo compatibles con el estado del arte a la sazón y verificados con amplitud mediante la experiencia de funcionamiento.

La integridad estructural del sistema de confinamiento y la tasa de fuga de la atmósfera confinada, se verificaron mediante pruebas experimentales con resultados satisfactorios (estas pruebas forman parte del programa de pruebas repetitivas de la instalación). La presión diferencial de la última prueba realizada (en diciembre de 1995) fue aceptable y el valor de la tasa de fuga de la atmósfera confinada fue inferior al correspondiente valor de diseño, es decir 0,5% por día del volumen libre.

Los criterios de la norma AR 3.2.1 relacionados con la actuación del operador se cumplen en general. En cuanto a la intervención en caso de accidentes, el operador puede siempre tomar medidas para evitar una situación que afecte la seguridad de la central, pero no puede impedir la actuación necesaria de los sistemas de protección. El único sistema cuyo funcionamiento puede interrumpir es el de refrigeración de emergencia de baja presión, debido que el mismo está diseñado para operar durante lapsos prolongados y en determinadas circunstancias, pueda ser necesario discontinuar su funcionamiento.

Teniendo en cuenta el estado del arte en cuanto a los sistemas de procesamiento y presentación de información en la época en que se diseñó la central, puede decirse que en lo referente a la interfaz hombre-máquina se cumplen en general los requisitos de la norma AR 3.4.1.

Adicionalmente, y de acuerdo a lo expresado en la Sección 11.7, en 1994 se implementó un simulador conceptual de los procesos de la instalación, utilizado para la capacitación del personal que ingresa a la misma.

### **18.3.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II**

La ingeniería conceptual y el diseño básico del reactor y las barreras de contención que previenen el escape de los productos de fisión, tales como la vaina de los elementos combustibles, el circuito presurizado de transporte de calor y el edificio del reactor cumplen los criterios establecidos en la norma AR 3.2.1. Asimismo, el diseño de los sistemas de seguridad cumple tanto el criterio de falla única como el de segregación y diversidad, dado que ellos utilizan una lógica 2 de 4. Este último también se aplica a todos aquellos sistemas que lo requieran.

El diseño de los sistemas de extracción del calor del núcleo, tanto durante la

operación normal (sistemas primario de transporte de calor y de refrigeración en parada) como durante situaciones accidentales (sistema de refrigeración de emergencia del núcleo), cumple los requisitos de las normas AR 3.3.2 y AR 3.3.3. Un informe del análisis probabilístico de seguridad muestra que se satisface la norma AR 3.1.3.

El diseño de los dos sistemas de extinción del reactor de la CNA-II verifican, en general, los criterios establecidos en la norma AR 3.4.2, particularmente en lo que se refiere a los conceptos de diversidad, redundancia y confiabilidad.

En la CNA-II, la barrera de confinamiento requerida por la norma AR 3.4.3 está constituida por los siguientes sistemas:

- *Sistema de contención:* está constituido por una esfera de acero cubierta por una segunda envoltura de seguridad de hormigón armado, que además cumple la función de blindaje exterior. El sistema incluye varias penetraciones, exclusas de aire y dispositivos de aislamiento de la contención
- *Sistema de remoción de materiales radiactivos:* está ubicado entre la envoltura de acero y el blindaje exterior y funciona por el pasaje de aire a través de filtros de carbón y absolutos.

Debe enfatizarse que el diseño de la CNA-II ha sido concebido teniendo en cuenta todas las mejoras surgidas de la experiencia operativa de la CNA-I, tales como la reducción del Stellite-6 que cubre la superficie de los componentes del circuito primario del moderador y la modificación del diseño de los canales de refrigeración.

#### **18.4 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

En el país las instalaciones nucleares se han diseñado y construido de modo que existan varios niveles y métodos fiables de protección, para prevenir la emisión de sustancias radiactivas al ambiente, prevenir accidentes y atenuar las consecuencias en caso que estos ocurran.

Por lo tanto, el país cumple las obligaciones surgidas del Capítulo 18 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

# ARTICULO 19

## OPERACION

### 19.1 INTRODUCCION

El Organismo Regulador autorizó la puesta en marcha comercial de las centrales nucleares sobre la base de juicios sustentados, fundamentalmente, por los resultados de las evaluaciones de seguridad y por el seguimiento del proceso de puesta en servicio de dichas instalaciones.

Una vez en funcionamiento las centrales nucleares son operadas por la Entidad Responsable acorde a lo establecido en la licencia de operación y respetando las condiciones y límites establecidos en el Informe de Seguridad y el Manual de Políticas y Principios de Operación. Este último documento está basado en las especificaciones técnicas de diseño de la instalación y en la experiencia operativa.

Los inspectores del Organismo Regulador verifican permanentemente el cumplimiento de los tres documentos mencionados. Asimismo, como parte de las inspecciones rutinarias, los inspectores residentes auditan y controlan el cumplimiento de los procedimientos y la ejecución de las pruebas periódicas, inspecciones en servicio, mantenimiento programado y toda otra actividad vinculada con la seguridad.

El Responsable Primario cuenta con una sección de ingeniería que cubre parte de las necesidades de apoyo técnico necesario para la operación de la central. La Entidad Responsable por su parte, también dispone de una organización de servicios de ingeniería que satisface una parte de las necesidades de apoyo técnico a las instalaciones, y para cubrir otros servicios que se requieren se contratan empresas nacionales o extranjeras.

Los mecanismos mediante los cuales se lleva a cabo la realimentación de la experiencia operativa de las instalaciones, tanto al nivel del Responsable Primario como de la Entidad Responsable, deben responder en general a los requisitos de la licencia de operación, de la norma AR 3.9.2 y a cualquier otro requerimiento regulatorio.

En el mismo sentido, el Organismo Regulador participa activamente en el *IAEA Incident Reporting System* (sistema internacional de comunicación de eventos relevantes coordinado a nivel global por el OIEA) e integra el *IAEA International Nuclear Events Scale* (sistema de comunicación rápida de incidentes de acuerdo a la escala internacional de severidad). También con el objetivo de aprovechar la experiencia operativa, a partir del año 1994 el Organismo Regulador se integró al grupo de cooperación entre autoridades regulatorias de países que poseen centrales nucleares del tipo CANDU. Paralelamente, la Entidad Responsable de las centrales nucleares integra los sistemas de información de incidentes establecido por las

organizaciones de operadores: *CANDU Owners Group* (grupo de propietarios de reactores CANDU) en el caso de la CNE y la *World Association of Nuclear Operators* (asociación mundial de operadores nucleares) en el caso de la CNA-I y la CNE.

En el proceso de realimentación de la experiencia operativa de las centrales nucleares nacionales intervienen varias entidades: la Entidad Responsable, el Organismo Regulador, los diseñadores, los proveedores de componentes y los organismos internacionales que se ocupan de difundir la información.

En los plazos establecidos, la Entidad Responsable debe informar al Organismo Regulador los eventos relevantes que se producen en las instalaciones. Profesionales especializados del Organismo Regulador analizan la información disponible y sobre la base de las conclusiones alcanzadas emiten requerimientos a la Entidad Responsable. Esa información, constituida por la descripción del evento, los requerimientos emitidos por el Organismo Regulador y las acciones correctoras llevadas a cabo por la Entidad Responsable, se comunica a los organismos internacionales los que a su vez tienen la responsabilidad de difundirla a la comunidad internacional.

Finalmente, las centrales nucleares tienen programas para la gestión de los residuos radiactivos generados en la operación de las mismas. Este programa incluye el tratamiento y posterior almacenamiento de los de baja y media actividad.

## 19.2 AUTORIZACION INICIAL

En la Sección 14.1.1.3 se han desarrollado aquellos aspectos relacionados con la puesta en marcha de la CNA-I

La autorización inicial para la CNE se emitió de acuerdo a los requerimientos de las normas AR 3.8.1 y AR 3.8.2. La primera de ellas se refiere a la puesta en marcha pre-nuclear y establece que la Entidad Responsable debe contar con un programa de puesta en marcha y una organización para llevarlo a cabo. Dicho programa enumera las pruebas requeridas para demostrar el funcionamiento seguro de la central nuclear.

La norma AR 3.8.2, también establece que la Entidad Responsable debe contar con un programa de puesta en marcha nuclear y una organización para llevarlo a cabo. Dicha norma determina, además, que la Entidad Responsable debe convocar un comité *ad-hoc*, integrado por especialistas calificados con experiencia en el diseño, construcción y operación de centrales nucleares, para llevar a cabo el seguimiento de la puesta en marcha nuclear. La principal responsabilidad de dicho Comité es evaluar cada una de las etapas del programa de puesta en marcha y autorizar la transición de cada etapa a la siguiente.



Durante las etapas de puesta en marcha pre-nuclear y nuclear el Organismo Regulador verificó que la Entidad Responsable diera cumplimiento a las normas mencionadas (ver Secciones 14.1.2.2 y 14.1.2.3).

### **19.3 CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I**

#### **19.3.1 CONDICIONES PARA LA OPERACION**

Las condiciones para autorizar la operación comercial de la CNA-I se establecieron en la licencia de operación. En esa licencia figuran en forma explícita o como referencia a otros documentos mandatorios, los requisitos esenciales para la operación de la instalación, como por ejemplo el valor máximo de la potencia térmica del reactor, los límites autorizados de descarga, la comunicación al Organismo Regulador de eventos relevantes, etc.

Inicialmente no había un documento específico dedicado a los límites y condiciones de operación, tal como ocurre actualmente en la mayoría de las instalaciones nucleoelectricas. La información existente, que se hallaba diseminada en distintos documentos, tales como el informe de seguridad, el manual de operaciones, y el manual de mantenimiento, ha sido volcada en el actual Manual de Políticas y Principios de Operación. Además, uno de los requisitos formulados en la última licencia de operación otorgada en 1990 (ver Sección 6.2.2.1) se refiere a la inclusión, en el Manual de Operaciones, de un capítulo especial dedicado a los límites y condiciones de operación.

#### **19.3.2 LIMITES Y CONDICIONES DE OPERACION - MANTENIMIENTO, INSPECCIONES Y ENSAYOS**

El Manual de Políticas y Principios de Operación de la CNA-I establece el rango permitido de algunos parámetros operacionales de la planta así como los requerimientos de la organización que deben ser satisfechos para garantizar la operación segura.

Los parámetros operacionales conciernen principalmente a la potencia del reactor, al control de la reactividad del núcleo, a los sistemas de transporte de calor, al recambio de combustible y a los del sistema secundario. Las especificaciones relativas a la organización de la operación abarcan, entre otros temas vinculados con la seguridad, el licenciamiento del personal, la dotación mínima en la planta y en la sala de control (ver Norma AR 3.9.1), las actividades del Comité Interno Asesor de Seguridad y la comunicación de eventos relevantes al Organismo Regulador.

La CNA-I posee programas de mantenimiento e inspección en servicio, los que incluyen el alcance, planificación, implementación y control de las actividades de mantenimiento preventivo, predictivo y correctivo (ver Sección 14.3). Esas actividades se llevan a cabo de acuerdo a un conjunto de procedimientos y manuales que forman parte de la documentación mandatoria requerida por la licencia de operación.

En forma rutinaria se lleva a cabo un programa de vigilancia que abarca las actividades de las inspecciones en servicio enfocadas a los componentes, equipos y sistemas de mayor relevancia. Por ejemplo, el recipiente de presión, sistemas del primario, moderador y de regulación de volumen, como así también los tubos de los generadores de vapor e intercambiadores de calor del moderador.

### 19.3.3 PROCEDIMIENTOS DE OPERACION EN CONDICIONES NORMALES Y ACCIDENTALES

La mayor parte de los procedimientos de operación, tanto en condiciones normales como accidentales, están contenidos en el Manual de Operaciones. Dicho documento consta de tres partes:

- *la primera* contiene descripciones generales de la planta, los parámetros de diseño y la modalidad operativa.
- *la segunda* contiene información específica de operación; básicamente las instrucciones del tipo **G**, para modificar el estado operativo de la instalación, y las instrucciones del tipo **J**, para realizar operaciones manuales poco frecuentes.
- *la tercera* comprende el manual de avisos y alarmas de todos las consolas de la instalación, las instrucciones del tipo **E** para situaciones de emergencia y las instrucciones del tipo **T** para situaciones anormales.

### 19.3.4 APOYO TECNICO

La organización operativa de la CNA-I cuenta con su propia sección de ingeniería. Esa sección se complementa con los servicios técnicos de la Entidad Responsable, que enfocan su labor a temas específicos como instrumentación y control e ingeniería civil. Este último servicio cuenta con un plantel de especialistas calificados que normalmente prestan su apoyo antes y durante las paradas programadas.

En ciertos casos, tales como ensayos no destructivos, materiales, corrosión y química del agua, la organización de operación de la central utiliza los servicios y asesoramiento especializados de la Comisión Nacional de Energía Atómica. También ha utilizado frecuentemente los servicios de Investigaciones Aplicadas Sociedad del Estado (INVAP S.E), empresa dedicada a emprendimientos de alta tecnología). Asimismo ha utilizado, y seguirá haciéndolo de acuerdo a las

necesidades, el asesoramiento de *Siemens-Kraftwerk Union AG*, empresa diseñadora y constructora de la central.

### **19.3.5 CRITERIOS Y REQUERIMIENTOS REGULATORIOS PARA EL SISTEMA DE INFORMACION DE ACCIDENTES**

La ocurrencia de eventos significativos y las acciones relacionadas a los mismos, que es considerado como parte del sistema de aprovechamiento de la experiencia operativa en centrales nucleares, merece gran interés por parte del Organismo Regulador.

Al respecto, la norma AR 3.9.2 establece un conjunto de criterios básicos en materia de definiciones, modalidad de la comunicación al Organismo Regulador y análisis de los mismos. Por otra parte, la licencia de operación establece las condiciones particulares en relación con el tema e incluso el Organismo Regulador ha emitido algunos requerimientos específicos al respecto.

### **19.3.6 GESTION DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO Y DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN LA INSTALACION**

Los elementos combustibles irradiados de la CNA-I se almacenan transitoriamente en las piletas de decaimiento que posee la instalación. Dichas piletas, ubicadas en el denominado Edificio de Piletas, tienen capacidad para alojar el combustible irradiado en la central operando a plena potencia durante su vida útil, incluyendo una descarga completa del núcleo.

Durante la operación de la CNA I se generan diversos residuos radiactivos cuya naturaleza, origen y gestión se trata a continuación.

Las resinas de intercambio iónico, usadas para la depuración del refrigerante primario, son residuos radiactivos de media actividad que se depositan en tanques de decaimiento ubicados en el Edificio de Piletas. El volumen generado es del orden de 0,8 m<sup>3</sup>/año.

Los sedimentos radiactivos generados en el circuito primario se inmovilizan en cemento y se envían a la planta de gestión de residuos de baja actividad de la Comisión Nacional de Energía Atómica, emplazada en el Centro Atómico Ezeiza.

La instalación cuenta con varios sistemas para regulación de volumen, ventilación y limpieza del refrigerante, que utilizan diferentes tipos de filtros. Luego de su reemplazo los filtros se gestionan y almacenan en depósitos ubicados en la central nuclear, destinados para tal fin.

Se generan además otros residuos radiactivos compactables y no compactables. A los residuos compactables, tales como guantes, papeles y trapos contaminados, se les reduce su volumen, en una relación de 5 a 1, y se los coloca en tambores de 200 litros especialmente diseñados para su disposición en trincheras superficiales destinadas a residuos de baja actividad. Los residuos no compactables, tales como herramientas y trozos de metal o madera contaminados provenientes de procesos de mantenimiento o limpieza, se inmovilizan en cemento y se disponen en tambores similares. Los tambores se almacenan transitoriamente en instalaciones que a tal fin están dispuestas en el predio de la central, para luego ser transportados a la planta de gestión de residuos radiactivos de la Comisión Nacional de Energía Atómica en el Centro Atómico Ezeiza para el resto de su gestión.

## **19.4 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE**

### **19.4.1 CONDICIONES PARA AUTORIZAR LA OPERACION**

Las condiciones de la autorización inicial para la operación comercial de la Central Nuclear Embalse han sido establecidas principalmente en la Licencia de Operación. En efecto, en la licencia figuran en forma explícita o como referencia a otros documentos relacionados, los requisitos esenciales para la operación de la instalación, como por ejemplo el valor máximo de la potencia térmica del reactor, los límites autorizados de descarga, la comunicación al Organismo Regulador de los eventos relevantes, etc.

Cabe mencionar que otro requerimiento condicionante en la operación comercial de la CNE fue el documento CALIN 122/84 (ver Sección 6.2.2.5).

### **19.4.2 LIMITES Y CONDICIONES DE OPERACION - MANTENIMIENTO, INSPECCIONES Y ENSAYOS**

Desde su puesta en marcha la CNE cuenta con un Manual de Políticas y Principios que establece los límites y las condiciones para la operación segura de la instalación. Esos límites y condiciones surgieron principalmente de la experiencia canadiense en la operación de reactores tipo CANDU que fue transferida a la CNE. El Manual de Políticas y Principios es además el marco de referencia para la mayor parte de los procedimientos operativos de la central.

La CNE cuenta con programas de mantenimiento preventivo e inspecciones en servicio que incluyen el alcance, planificación, implementación y control de las actividades de mantenimiento preventivo, predictivo y correctivo. Esas actividades se llevan a cabo de acuerdo a un conjunto de procedimientos y manuales que forman parte de la documentación mandatoria requerida por la licencia de operación.

En forma rutinaria se lleva a cabo un programa de vigilancia que abarca las actividades de las inspecciones en servicio enfocadas a los componentes, equipos y sistemas de mayor relevancia. Por ejemplo, los tubos de presión, sistemas del primario, moderador y de regulación de volumen, como así también los tubos de los generadores de vapor e intercambiadores de calor del moderador.

#### **19.4.3 PROCEDIMIENTOS DE OPERACION EN CONDICIONES NORMALES Y ACCIDENTALES**

La mayoría de las actividades que normalmente se llevan a cabo en la CNE están consideradas en los procedimientos aplicables en condiciones normales y accidentales (ver Secciones 19.5, 19.6 y 19.7).

#### **19.4.4 APOYO TECNICO**

La organización operativa de la CNE cuenta con un sector propio de servicios de ingeniería complementado por los grupos de servicios técnicos de la Entidad Responsable. Estos abarcan algunas especialidades tales como instrumentación y control e ingeniería civil y cuentan con un conjunto de operarios calificados que presta apoyo antes y durante las paradas programadas.

En lo referente a ensayos no destructivos, materiales, corrosión y química del agua, la organización operativa utiliza los servicios y asesoramientos especializados de la Comisión Nacional de Energía Atómica. También ha utilizado frecuentemente los servicios de INVAP S.E. Asimismo ha utilizado, y seguirá haciéndolo según sus necesidades, el asesoramiento de la *Atomic Energy of Canada Limited (AECL)*, firma diseñadora y constructora de la central, así como de las empresas operadoras de reactores tipo CANDU con quienes existe un activo intercambio de experiencia.

#### **19.4.5 CRITERIOS Y REQUERIMIENTOS REGULATORIOS PARA INFORMACION DE ACCIDENTES**

Corresponde a este punto la misma información suministrada en el caso de la CNA I (ver Sección 19.3.5).

#### **19.4.6 GESTION DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO Y DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN LA INSTALACION**

Los elementos combustibles irradiados se almacenan en piletas que forman parte de la instalación. Su capacidad está limitada a 10 años de operación a plena potencia y cuentan con espacio suficiente para almacenar todos los elementos combustibles de un núcleo completo. Luego de un período de decaimiento de 6 años, los elementos

combustibles se transfieren a silos especiales ubicados en el predio de la central para su almacenamiento transitorio en seco (ver Sección 6.2.2.4).

En el proceso de purificación del agua se generan residuos que son, básicamente, resinas de intercambio iónico agotadas. Alrededor de 12 m<sup>3</sup>/año de estas resinas son gestionadas como residuos de media actividad. En tal sentido se almacenan en dos depósitos de decaimiento de 200 m<sup>3</sup> de capacidad cada uno, también ubicados en el predio de la central.

Durante la operación normal de la CNE se generan otros residuos radiactivos. Los sólidos de baja actividad, en su mayoría son elementos compactables tales como guantes, trapos y papeles contaminados. A dichos residuos se les reduce el volumen para luego introducirlos en tambores especiales de 200 litros. Los residuos no compactables (elementos contaminados tales como trozos de metal y madera, herramientas, etc.) se inmovilizan en cemento y se disponen en tambores similares. Los tambores se almacenan transitoriamente en instalaciones dispuestas a tal fin en el predio de la central y luego se transportan a la planta de gestión de residuos radiactivos de la Comisión Nacional de Energía Atómica en el Centro Atómico Ezeiza donde se completa su gestión.

Los residuos radiactivos de media actividad están compuestos principalmente por filtros mecánicos provenientes del sistema primario de transporte del calor, del sistema del moderador, de la máquina de carga y de las piletas. Dichos filtros, a los que se les quita el cartucho, se colocan en bolsas o tambores dentro de depósitos destinados a tal fin. Por otra parte, es importante enfatizar que la central nuclear cuenta con cinco cubículos para la disposición de residuos radiactivos sólidos.

## 19.5 REALIMENTACION DE LA EXPERIENCIA OPERATIVA

Todo evento que implique anomalías en la operación, desde el más leve hasta el más severo que ocurra en cualquier instalación, debe ser analizado con el fin de extraer enseñanzas que permitan minimizar su probabilidad de ocurrencia y disminuir sus consecuencias, tanto como sea posible.

Sobre la base de este principio relativo a la seguridad, el Organismo Regulador ha formulado regulaciones que deben ser puestas en práctica. En tal sentido el Organismo Regulador no se ha limitado a establecer normas específicas y requerimientos particulares según se explicó en la Sección 19.3.5 y 19.4.5, sino que además es el responsable de la coordinación en el país, de la participación en el *International Reporting System*.

## 19.5.1 EXPERIENCIA OPERATIVA

Con el objeto de mejorar la seguridad operativa de la CNA-I y la CNE se llevan a cabo análisis de sus experiencias operativas y, a menor escala, se evalúan las de otras centrales nucleares.

El resultado de la identificación de las causas directas y de raíz de los eventos seleccionados, se transforman en acciones correctoras que se implementan en la central nuclear donde se efectúan, se evalúa su efectividad y se transmite a la otra central nuclear, al Organismo Regulador y a la comunidad internacional a través del Sistema Internacional de Información (IRS).

### 19.5.1.1 Realimentación de la propia experiencia operativa

Ambas centrales nucleares cuentan, como parte de la organización interna, una estructura necesaria que analiza la experiencia operativa, implementa las mejoras que surgen del estudio e informa los resultados.

En ambas plantas fueron detectados, registrados y analizados los siguientes eventos internos:

- a) Eventos significativos, definidos de acuerdo a los criterios establecidos por la Norma AR 3.9.2.
- b) Salidas de servicio imprevistas<sup>1</sup>.
- c) Eventos menores (CNA-I) o eventos reportables (CNE)<sup>2</sup>.

Aunque esta tarea tiene particularidades distintas en cada central nuclear, el resultado final de la gestión de tales eventos es similar. Cada tipo de evento se selecciona, analiza y, si corresponde, se implementa la acción correctora identificada, y se distribuye la información en la misma planta o en otras, de acuerdo a los procedimientos específicos.

Con respecto a los eventos significativos, los procedimientos que la planta tiene que cumplir son los correspondientes a la Norma AR 3.9.1 y AR 3.9.2. Estas normas establecen los criterios para la selección, análisis e información de los eventos significativos ocurridos en la instalación.

En la CNE los eventos reportables se analizan en la sección donde se originaron de acuerdo a un procedimiento. Las secciones involucradas tienen a su cargo recomendar las acciones correctoras, implementarlas y difundir la información.

---

<sup>1</sup> En la CNE este tipo de eventos se incluye en el grupo denominado "eventos significativos". En la CNA-I se los considera por separado.

<sup>2</sup> Los eventos menores o los reportables no están directamente relacionados con la seguridad, pero eventualmente ellos pueden ser precursores de eventos significativos.

En la CNA-I cualquier persona que pertenece a la organización puede notificar un evento menor. Un comité constituido por miembros de diferentes secciones (operación, ingeniería, mantenimiento mecánico, etc.) evalúa esos eventos, propone las acciones correctoras y lleva a cabo el seguimiento de la implementación y de la difusión.

Se registran todos los incidentes operacionales, ya sean eventos menores o significativos, así como el seguimiento de sus medidas correctoras.

Todo evento que implique una salida de servicio imprevista y/o una violación de los límites o condiciones de operación, debe ser evaluado por el Comité Interno Asesor de Seguridad de la planta, de acuerdo a lo establecido en la Norma AR 3.9.1. Sus conclusiones y recomendaciones se vuelcan en actas firmadas por los participantes.

Adicionalmente, el Comité de Revisión Técnica, independiente de la instalación, debe analizar la importancia de los incidentes operacionales previstos y los eventos significativos que ocurrieran. Sus conclusiones y recomendaciones se vuelcan en actas firmadas por los participantes.

Los eventos significativos se comunican al Organismo Regulador de acuerdo a la Norma AR 3.9.1, después de lo cual, se emite un informe de acuerdo a fecha y formas establecidos por la licencia de operación de la planta.

El Organismo Regulador informa al *IAEA International Reporting System* sobre el evento significativo ocurrido en la central nuclear con el objeto de aportar datos sobre la experiencia operativa a otras centrales nucleares, así mismo, rápidamente notifica a la comunidad internacional la ocurrencia de un evento significativo, junto a su categoría determinada de acuerdo al *International Nuclear Events Scale System*.

Finalmente, y como ejemplo de la realimentación de la experiencia operativa en las centrales en operación en el país, se debe mencionar la comunicación a la CNA-II de los problemas detectados durante la operación de la CNA-I (ver Sección 6.2.3).

#### **19.5.1.2 Realimentación de la experiencia operativa de otras centrales nucleares**

En los comienzos de la operación de la CNA-I, su diseñador, *Siemens-Kraftwerk Union AG*, jugó un importante rol en la transferencia de la experiencia operativa en los reactores alemanes PWR, aplicable a esa central nuclear.

Desde el comienzo de su operación la CNE, por su parte, ha tenido una comunicación fluida con otras centrales CANDU de diseño similar, tales como *Point Lepreau*, *Gentilly II*, *Wolsung II*, con el objeto de intercambiar experiencia operativa. Mas aún, es miembro del *Candu Owners Group* desde su creación.



Actualmente ambas centrales nucleares reciben información de las siguientes bases de datos:

- *Candu Owners Group*
- *World Association of Nuclear Operators - WANO*
- *IAEA International Reporting System - IRS*

El procesamiento de la información suministrada por las diferentes fuentes es heterogéneo y no siempre de provecho, dado que depende esencialmente del diseño de la planta.

La CNE utiliza las bases de datos del *Candu Owners Group* como parte habitual de sus actividades. La Sección de Ingeniería de la planta está a cargo de la primera selección de la información y de transmitirla a las secciones involucradas. Se implementaron varias medidas correctoras como consecuencia de la información recibida del *Candu Owners Group*. Por otra parte, la CNE suministra periódicamente a dicho grupo los informes de los eventos significativos que ocurren.

La CNA-I ha venido utilizando, fundamentalmente, la base de datos de la *World Association of Nuclear Operators* desde 1996. Al presente, la recopilación, selección y clasificación de esa información se encuentra sistematizada.

Con el objeto de satisfacer un requerimiento impuesto por el Organismo Regulador, la Entidad Responsable actualmente está elaborando un "Programa para la gestión de la experiencia operativa", que permitirá mejorar los métodos que se venían aplicando, intercambiar experiencia entre centrales y darle un mejor provecho a la experiencia operativa internacional. El programa incluirá una metodología para seleccionar los eventos aplicables a cada planta y permitirá sistematizar y mejorar el análisis de las causas de origen, implementar y llevar a cabo el seguimiento de las acciones correctoras y extender el análisis sistemático a todas las bases de datos disponibles. Adicionalmente, el establecimiento de una estructura organizativa permitirá optimizar el análisis de eventos y la realimentación a la instalación.

El programa de inspecciones a los tubos de presión en la CNE es un ejemplo del aprovechamiento de la experiencia operativa de instalaciones extranjeras (ver Sección 6.2.2.2).

#### **19.5.2 LECCIONES APRENDIDAS DE LOS ACCIDENTES DE THREE MILE ISLAND Y CHERNOBYL**

El accidente de *Three Mile Island* ocurrió en marzo de 1979. En esa oportunidad el Jefe de Radioprotección de la CNA-I, única central nuclear en operación en el país en esa época, fue enviado al lugar del suceso para que tome contacto directo con las circunstancias relacionadas al hecho y con las medidas correctoras que se llevaron a cabo en consecuencia.

Por su parte, *Siemens-Kraftwerk Union AG* llevó a cabo un exhaustivo análisis del accidente, con el objeto de identificar aquellos aspectos del diseño de la CNA-I que pudieran conducir a una situación operacional similar a la que ocurrió durante el accidente de la central norteamericana. En particular, especialistas de *Siemens-Kraftwerk Union AG* y la Entidad Responsable analizaron una serie de modificaciones que sucesivamente se fueron introduciendo en la CNA-I. Ellas fueron:

- La señal de disparo del reactor debido al bajo nivel de agua en los generadores de presión se re-estableció (*reseted*) a un nuevo nivel (desde el valor original de 3,96 m a 5,50 m).
- Se automatizó la válvula de alivio de vapor para mejorar la refrigeración del núcleo a través de los generadores de vapor.
- Se adicionó una señal de disparo del reactor para el caso de excederse un valor máximo de presión en el edificio del reactor en caso de un LOCA. Esta señal actúa cuando ocurre una pérdida de refrigerante en la parte superior del presurizador, en el tubo de la válvula de seguridad o durante una falla con esas válvulas abiertas.
- Se verificó que el componente del sistema de venteo (sistema de proceso) ya instalado, está calificado para liberar a la atmósfera los gases no condensables del recipiente de presión)
- Se implementó el uso de un gráfico que indique "el desvío de la temperatura de saturación del refrigerante" para cada valor de presión y temperatura del refrigerante primario.
- Se verificó que las válvulas manuales de las líneas de alimentación de agua principales producían una señal de aviso de posición en la sala de control
- Se instaló una señal de disparo manual para LOCAs pequeños

No se introdujeron modificaciones en la CNA-I ni en la CNE como consecuencia del accidente de Chernobyl, dadas las grandes diferencias de diseño entre estas dos plantas y el reactor RBMK. Sin embargo, el accidente causó efectos en la organización operativa y en la Entidad Responsable, mostrando claramente la importancia de cumplir con los procedimientos operativos, de la prioridad a la seguridad, del entrenamiento del personal y de todas las otras características que son parte del concepto de cultura de la seguridad.

## 19.6 PROTECCION CONTRA INCENDIOS

La Norma AR 3.2.3 establece los criterios aplicables a la protección contra incendios (o eventos por ellos generados) y contra las explosiones resultantes de incendios, que pueden afectar la seguridad radiológica y nuclear de una central nuclear. Estos criterios abarcan las etapas de diseño, puesta en marcha y operación de la instalación.

El cumplimiento de dichos criterios se verifica a través de inspecciones y análisis que llevan a cabo especialistas del Organismo Regulador (ver Secciones 7.3.3 y 7.3.4).

Por otra parte, La CNA-I y la CNE cuentan con procedimientos específicos de protección contra incendios. Esos procedimientos contienen la descripción de los compartimentos contra incendios, la composición, responsabilidades y funciones de la brigada de bomberos, los sistemas de detección y alarma, los sistemas de extinción, la instrucción en la lucha contra el fuego y otros aspectos relacionados con la prevención, detección y extinción de incendios que son de aplicación permanentemente en las centrales nucleares.

### 19.6.1 ANALISIS DEL RIESGO DE INCENDIOS

El análisis probabilístico de seguridad que se está desarrollando en la CNA-I (como el que recientemente se comenzó en la CNE) prevén la evaluación de daño al núcleo debido a un eventual incendio que puede iniciarse en un conjunto de áreas de la instalación conocidos como compartimentos de fuego.

La metodología de análisis adoptada permite calcular la probabilidad de daño al núcleo asociada con cada uno de los compartimentos de fuego mencionados, en caso de la ocurrencia de un incendio. Esta metodología comprende un conjunto de tareas tales como:

- Establecer un procedimiento general para el análisis del riesgo de incendio
- Determinar los compartimentos, barreras y rutas de propagación del incendio (ver Sección 6.3.2).
- Calcular la probabilidad de propagación del fuego a compartimentos adyacentes.
- Preparar una lista de componentes afectados a cada compartimento de fuego y calcular la correspondiente tasa de probabilidad de falla debida al incendio.
- Calcular la probabilidad de daño al núcleo asociada a cada compartimento donde ocurre el incendio.

Para su ejecución se utilizan los siguientes códigos de computación:

- *Fire Database NUREG 4586.*
- *COMPBURN III - A computer code for modelling compartment fires - NUREG 4586*
- Base de datos de compartimentos de incendios en la CNA-I - CNEA C RCN IT 055.

El análisis permitirá determinar los compartimentos de mayor riesgo de incendio en la instalación y las mejoras a implementar en componentes y compartimentos, para reducir las probabilidades de falla en caso de incendio.

La metodología incluye la identificación de falla de componentes inducidas por incendio así como las diversas rutas de propagación del fuego; por lo tanto sustituye de manera ventajosa el clásico análisis de fallas de causa común debido a incendios.

## 19.7 MANEJO DE ACCIDENTES

Actualmente se están elaborando en ambas centrales nucleares los procedimientos para el manejo de accidentes.

En relación a este aspecto la Tabla 19.1 presenta los cinco niveles en que se han agrupado los estados posibles de una central nuclear.

Tabla 19.1

| NIVEL | ESTADO  | ACCIONES             |
|-------|---|----------------------|
| 1     | Operación normal                              | Manual de operación  |
| 2     | Incidente operacional previsto                | Manual de operación  |
| 3     | Accidente base de diseño                      | Manual de operación  |
| 4     | Accidente que excede las bases de diseño      | Manejo de accidentes |
| 5     | Descarga significativa de material radiactivo | Plan de emergencias  |

Los tres primeros niveles se cubren con medidas operacionales especificadas en el Manual de Operación. El nivel 4 se divide en tres sub-niveles de acuerdo a la Tabla 19.2.

Tabla 19.2

| SUB-NIVEL | ESTADO                         | ACCIONES   | OBJETIVO   |
|-----------|--------------------------------|--|--|
| 1         | Elementos combustible intactos | Asegurar la subcriticidad y refrigeración del núcleo y mantener la integridad de la contención | Prevenir daño al núcleo                              |
| 2         | Núcleo parcialmente dañado     | Preservar el control del núcleo  | Preservar la integridad del sistema primario         |
| 3         | Falla en el circuito primario  | Preservar la contención del material radiactivo  | Reducir las consecuencias radiológicas en el público |

En el caso de no alcanzarse el objetivo correspondiente al sub-nivel 3, se indica cambiar al nivel 5 y aplicar el plan de emergencias.

La CNA-I cuenta con un plan de emergencias que abarca el interior y exterior de la instalación (ver Sección 16.4) Como se mencionó, existen procedimientos operativos en caso de emergencias que incluyen:

- *Instrucciones del tipo E* - están enfocadas a determinar el tipo de falla y tomar acciones en caso de pérdida (grande, pequeña o micro-pérdida) de refrigerante del circuito primario. Asimismo cubren los casos de rotura de tubos del generador de vapor, las pérdidas de agua de alimentación y de vapor vivo.
- *Instrucciones del tipo T* - indican cómo proceder en los siguientes casos: disparo rápido del reactor, inyección de boro, disparo de turbina, falla simultánea de dos bombas del sistema de alimentación de agua de río y de conmutación a corriente de emergencia.

Cabe mencionar asimismo que, de acuerdo a lo requerido por la Licencia de Operación, la Entidad Responsable dispone de un programa de re-entrenamiento del personal que comprende, principalmente, las acciones a tomar en caso de la ocurrencia de eventos anormales y emergencias en la instalación (ver Sección 11.7). Dichas acciones están basadas en el conocimiento y análisis de los procedimientos de operación.

La CNE también tiene un plan de emergencias aplicable dentro y fuera del emplazamiento (ver Sección 16.4). Por otra parte, tal como fuera mencionado, la central cuenta con un elaborado conjunto de procedimientos operativos para situaciones accidentales, denominado Procedimientos Operativos para Eventos Anormales (POEA). Estos procedimientos se desarrollaron sobre la base de la técnica de las matrices de seguridad de diseño (ver Sección 14.1.2.2) y a la experiencia operativa canadiense acuñada en muchos años de operación. El programa de re-entrenamiento del personal de la CNE incluye prácticas en simuladores en las que se desarrollan y analizan eventos anormales de acuerdo a los Procedimientos Operativos para Eventos Anormales. Esta modalidad permite mantener dichos procedimientos continuamente actualizados tal cual lo requiere la licencia.

Dichos procedimientos le asignan una gran importancia al diagnóstico de eventos y al manejo de la operación para conducir la instalación a un estado seguro.

El manual de operación no considera el manejo de accidentes correspondiente al nivel cuatro. Dado que dicho nivel incluye accidentes que exceden las bases de diseño, solo es posible prescribir acciones de carácter muy general tales como:

- Despresurizar el sistema primario en caso de secuencias accidentales con fusión del núcleo y alta presión.
- Controlar las descargas gaseosas.
- Alimentar los generadores de vapor con el agua disponible.
- Recuperar el sistema de suministro eléctrico luego de su pérdida.

Para situaciones de emergencia, los planes de ambas plantas para esas condiciones indican la inmediata comunicación al Comité Interno Asesor de Seguridad, al Comité Interno para el Control de Emergencias y otras organizaciones (como por ejemplo el Organismo Regulador).

En caso que la evolución del accidente sea tal que se dispone de tiempo suficiente para encarar el nivel cuatro, está prevista la comunicación al Comité Interno Asesor de Seguridad y al Comité Interno para el Control de Emergencias con el objeto de analizar la situación y emitir las recomendaciones pertinentes sobre el manejo del accidente.

## **19.5 CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES IMPUESTAS POR LA CONVENCION**

La información de este y otros capítulos permiten afirmar que el país cumple con las obligaciones establecidas en el Capítulo 19 de la Convención sobre Seguridad Nuclear.