



CAPÍTULO 4
**INSPECCIONES Y EVALUACIONES DE
SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR A
REACTORES NUCLEARES**

CENTRALES NUCLEARES

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

INSPECCIONES Y EVALUACIONES DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR A REACTORES NUCLEARES

La ARN en su función de verificar la seguridad radiológica y nuclear de diferentes prácticas e instalaciones radiactivas y nucleares realiza evaluaciones, inspecciones, auditorías y pruebas que permiten controlar el estado y el funcionamiento de las mismas. Esta tarea se desarrolla en forma sistemática durante las etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de las instalaciones. Para su ejecución cuenta con un grupo de inspectores y evaluadores que le permiten, en forma autónoma e independiente, fiscalizar el cumplimiento de las normas de seguridad radiológica y nuclear.

El cuerpo de inspectores está formado por profesionales y técnicos con formación especializada y experiencia sobre las distintas prácticas e instalaciones que fiscalizan. Cuenta asimismo con instrumental propio que le permite realizar mediciones independientes para corroborar la información proporcionada por las organizaciones o individuos responsables de la instalación o práctica y detectar e investigar mínimas desviaciones al cumplimiento de las reglas del buen arte de las prácticas con material radiactivo.

Las evaluaciones asociadas a las distintas instalaciones son llevadas a cabo por profesionales con formación específica en las distintas materias relacionadas con la seguridad radiológica y nuclear. Esa formación es constantemente actualizada, siguiendo el estado del conocimiento sobre el tema. Dichos profesionales tienen asimismo capacidad para realizar investigación aplicada relativa a los temas de interés, contando con instrumental y laboratorios especializados. Cuentan también con programas de computación de desarrollo propio o adquiridos con sus debidas validaciones experimentales. Para aquellos temas en los que no se justifica tener personal propio especializado, la ARN realiza acuerdos y contratos con organismos de investigación nacionales e internacionales, oficiales y privados, de modo de evacuar sus inquietudes técnicas siempre en procura de lograr en la actividad un elevado nivel de seguridad.

Los inspectores y evaluadores trabajan en estrecha relación. Cuando las circunstancias lo requieren, los evaluadores acompañan a los inspectores en las instalaciones, con el fin de observar en forma directa el estado de las mismas y emitir una segunda opinión. Luego de las correspondientes evaluaciones, los resultados se discuten y de ser pertinente se emiten requerimientos a los responsables de la instalación que imponen correcciones a los procedimientos de operación o a la misma instalación. Los requerimientos efectuados a una instalación pasan a complementar las Autorizaciones o Licencias de operación y son de cumplimiento obligatorio. Dada su importancia, los requerimientos propuestos por los grupos técnicos, son redactados y emitidos por personal profesional, no solo con experiencia en los aspectos técnicos, sino, además, con un acabado conocimiento de las normas generales y específicas para cada práctica o instalación, de manera que constituyan documentos formales de validez técnica y jurídica.

En las secciones siguientes se detallan los procedimientos de inspección y los resultados de las inspecciones y evaluaciones practicadas en los diferentes reactores nucleares controladas por la ARN. Previamente se describen las centrales nucleares existentes en la Argentina y se resumen los principales hechos operativos ocurridos en ellas durante el año.

CENTRALES NUCLEARES

La Argentina cuenta con dos centrales nucleares en operación: la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y la Central Nuclear Embalse (CNE), ambas operando comercialmente desde 1974 y 1984 respectivamente. La potencia eléctrica de la CNA I (335 MW) y de la CNE (600 MW) representan el 5,5% de la potencia instalada en el país y suministran, aproximadamente, el 11,5% de la energía entregada al sistema interconectado nacional.

Una tercera central nuclear, Atucha II (CNA II), de 693 MW de potencia eléctrica neta se encuentra en avanzado estado de construcción.

El propietario y operador, por ende la entidad responsable de las centrales nucleares argentinas es la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A., creada por Decreto N° 1540/94.

Central Nuclear Atucha I (CNA I)

La CNA I está situada junto a la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a 7 km de la localidad de Lima, provincia de Buenos Aires, y a 100 km aproximadamente al noroeste de la ciudad de Buenos Aires. El reactor es del tipo recipiente de presión, utiliza uranio natural como combustible y está moderado y refrigerado por agua pesada. El responsable primario de esta central es el Ingeniero Miguel Angel Joseph.

Características técnicas de la Central Nuclear Atucha I			
Reactor		Datos termodinámicos de diseño	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada (phwr)	Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,6 MPa
Potencia eléctrica neta nominal	335 MW(e)	Temperatura a la salida de los canales de refrigeración	296 °C
Potencia eléctrica bruta	357 MW(e)	Temperatura de entrada al recipiente de presión	262 °C
Potencia térmica autorizada	1179 MW(t)	Presión de entrada al recipiente de presión	12,2 MPa
Tipo de refrigerante y moderador	Agua pesada		
Núcleo del reactor		Refrigerante primario	
Combustible	Uranio natural/ULE (variable, máximo 75 elementos)	Concentración de agua pesada	99,75 D ₂ O en peso
Tipo del elemento combustible	Haz c/ 37 barras	Caudal de medio refrigerante en los canales de refrigeración	20210 t/h
Número de canales	253	Conductividad	4 a 20 μMho
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4	Oxígeno	0,01/0,05 ppm
Longitud del elemento combustible	6180 mm	pD	10,2 a 10,9
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Crud	0,01 a 0,02 ppm
		Li	0,5 a 1,3 ppm
		D ₂ disuelto	0,1 a 0,3 ppm
		Sodio	< 0,01 ppm
		Ácido deuterobórico	< 0,003 ppm

En las **Figura 1** y **2** muestran esquemáticamente los principales sistemas del reactor.

Figura 1
Esquema básico de la CNA I

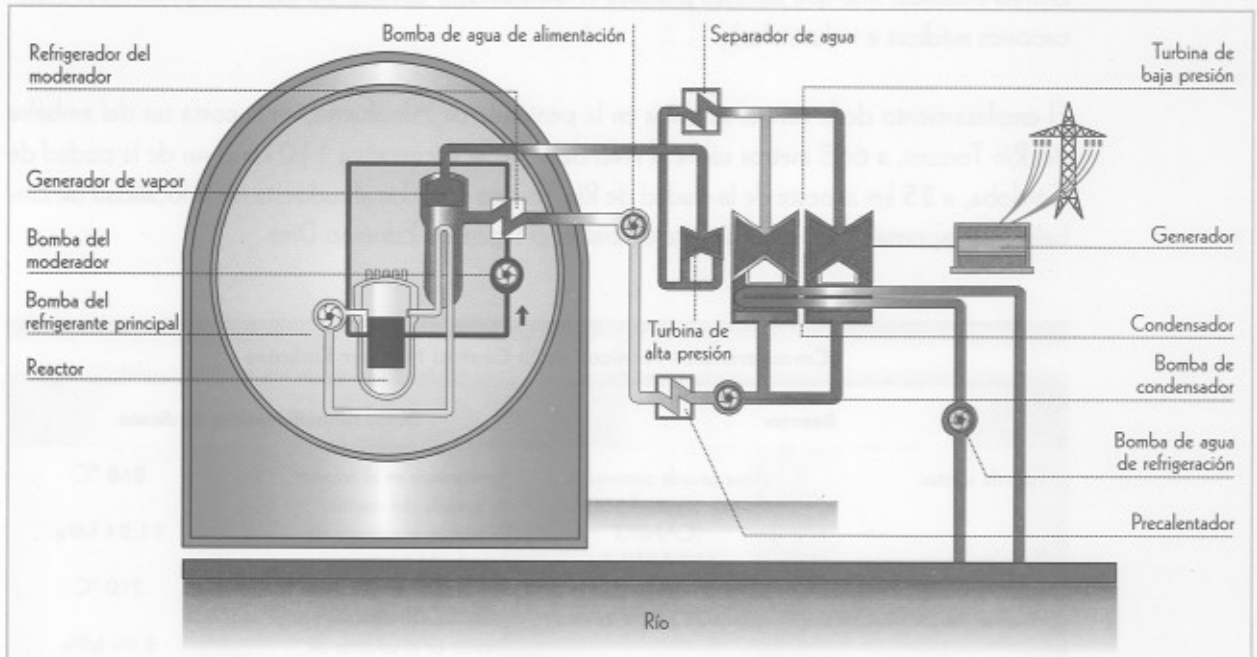
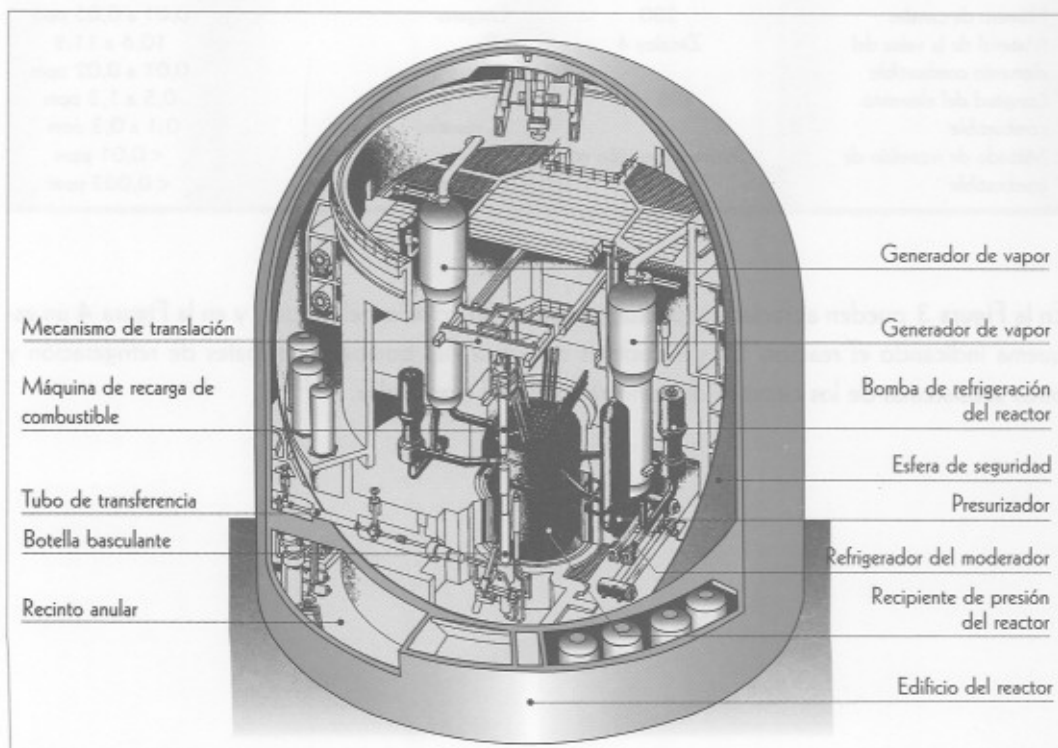


Figura 2
Corte del edificio del reactor de la CNA I



Central Nuclear Embalse (CNE)

La CNE es una central nuclear tipo CANDU de 600 MW de potencia eléctrica nominal, ubicada en la localidad de Embalse, provincia de Córdoba. Fue puesta a crítico por primera vez en marzo de 1983 y se encuentra en operación comercial desde enero de 1984. Esta central no solo genera energía eléctrica, sino que también produce el radioisótopo cobalto 60 con fines comerciales (aplicaciones médicas e industriales).

El emplazamiento de la central se ubica en la península de Almafuerde, en la costa sur del embalse del Río Tercero, a 665 metros sobre el nivel del mar. Se encuentra a 110 km al sur de la ciudad de Córdoba, a 25 km al oeste de la ciudad de Río Tercero y a 5 km al sudoeste de la localidad de Embalse. El responsable primario de esta central es el Ingeniero Eduardo Díaz.

Características técnicas de la Central Nuclear Embalse			
Reactor		Datos termodinámicos de diseño	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada y tubos de presión horizontales (CANDU)	Temperatura en el colector de entrada del reactor	268 °C
Potencia eléctrica neta	600 MW(e)	Presión en el colector de entrada del reactor	11,24 MPa
Potencia eléctrica bruta	648 MW(e)	Temperatura en el colector de salida del reactor	310 °C
Potencia térmica autorizada	2015 MW(t)	Presión en el colector de salida del reactor	9,99 MPa
Moderador y reflector	Agua pesada		
Núcleo del reactor		Refrigerante primario	
Combustible	Uranio natural	Concentración de agua pesada	> 99,75 D ₂ O en peso
Tipo del elemento combustible	Haz c/ 37 barras	Caudal	32 750 t/h
Número de canales	380	Conductividad	4 a 20 μMho
Material de la vaina del elemento combustible	Zircaloy 4	Oxígeno	0,01 a 0,05 ppm
Longitud del elemento combustible	495 mm	pD	10,6 a 11,2
Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Crud	0,01 a 0,02 ppm
		Li	0,5 a 1,3 ppm
		D ₂ disuelto	0,1 a 0,3 ppm
		Sodio	< 0,01 ppm
		Ácido deuterobórico	< 0,003 ppm

En la **Figura 3** pueden apreciarse aspectos generales del edificio del reactor, y en la **Figura 4** un esquema indicando el reactor, los generadores de vapor, las bombas principales de refrigeración y otros subsistemas de los circuitos de refrigeración y del moderador.

Figura 3
Corte del edificio del reactor de la CNE

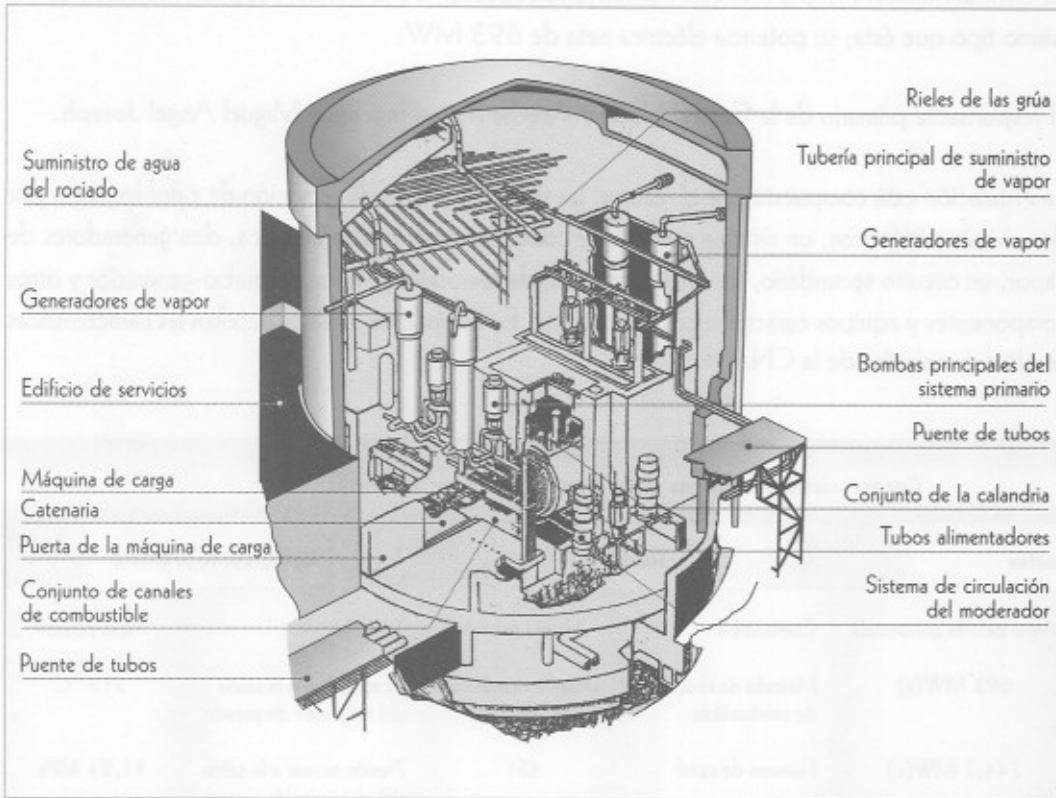
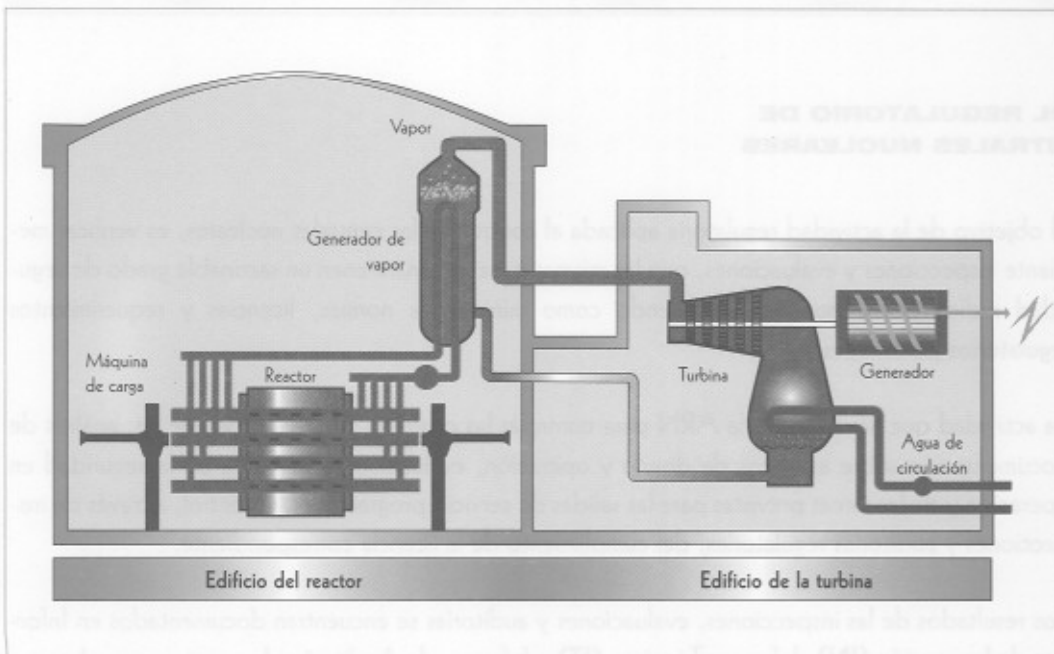


Figura 4
Diagrama básico de la CNE



Central Nuclear Atucha II

La Central Nuclear Atucha II se está construyendo adyacente a la Central Nuclear Atucha I y es del mismo tipo que ésta; su potencia eléctrica neta de 693 MW.

El responsable primario de la Central Nuclear Atucha II es el Ingeniero Miguel Angel Joseph.

La instalación está compuesta por el reactor, un sistema primario de remoción de calor formado por dos circuitos idénticos, un sistema moderador compuesto por cuatro circuitos, dos generadores de vapor, un circuito secundario, un circuito terciario de remoción de calor, un turbo-generador y otros componentes y equipos característicos de la misma. En la siguiente tabla se detallan las características técnicas principales de la CNA II.

Características técnicas de la Central Nuclear Atucha II

Reactor		Núcleo		Refrigerante primario	
Tipo de reactor	Agua pesada presurizada	Combustible	Uranio natural	Tipo	Agua pesada
Potencia eléctrica neta	693 MW(e)	Método de recambio de combustible	Durante operación en potencia	Temperatura a la salida del recipiente de presión	313 °C
Potencia eléctrica bruta	744,7 MW(e)	Número de canal	451	Presión normal a la salida del recipiente de presión	11,24 MPa
Potencia térmica	2160 MW(t)			Caudal	37 080 t/h
Moderador y reflector	Agua pesada			Potencia térmica total transferida a los generadores de vapor	1953 MW

CONTROL REGULATORIO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

El objetivo de la actividad regulatoria aplicada al control de las centrales nucleares, es verificar mediante inspecciones y evaluaciones, que las mismas poseen y mantienen un razonable grado de seguridad radiológica y nuclear, cumpliendo como mínimo las normas, licencias y requerimientos regulatorios pertinentes.

La actividad que lleva a cabo la ARN para controlar las centrales nucleares consiste en: análisis de documentación sobre aspectos de diseño y operación, evaluación permanente de la seguridad en operación y de las tareas previstas para las salidas de servicio programadas, y control, a través de inspecciones y auditorías regulatorias, del cumplimiento de la licencia correspondiente.

Los resultados de las inspecciones, evaluaciones y auditorías se encuentran documentados en Informes de Inspección (IN), Informes Técnicos (IT) e Informes de Auditorías. Las acciones regulatorias que se toman sobre la base de esos resultados se reflejan en Requerimientos (RQ), Pedidos de Información (PI) y Recomendaciones (RC) a la entidad responsable de las centrales nucleares.

INSPECCIONES

El propósito de las inspecciones regulatorias es determinar, en forma independiente, el cumplimiento de los objetivos y requerimientos de seguridad. Éstas no eximen a la entidad responsable de su responsabilidad para llevar a cabo sus propias actividades de vigilancia para controlar la seguridad de una central nuclear. Las inspecciones regulatorias constituyen una base importante para la toma de decisiones por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear. El programa de inspección utiliza una serie de metodologías que pueden agruparse en los siguientes ítems:

- ✓ Verificación de procedimientos, registros y documentación
 - La entidad responsable debe documentar cuidadosamente sus actividades y esta documentación constituye una base esencial para el control regulatorio. Entre la documentación utilizada puede mencionarse: procedimientos de prueba, registros de garantía de calidad, resultados de pruebas, registros de operación y mantenimiento y registros de deficiencias o eventos anormales. Esta verificación puede, en algún caso, ser un paso en la preparación de una visita de inspección.
- ✓ Vigilancia
 - El programa de inspección prevé la vigilancia directa de ciertas estructuras, sistemas, componentes, pruebas o actividades, los cuales deben ser directamente observados por los inspectores.
- ✓ Entrevistas con el personal
 - En algunos casos, es fundamental que el inspector se comunique directamente con el personal que supervisa o realiza determinada actividad. Especialmente, cuando ocurre un evento, 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 independiente. En general se utiliza en forma más difundida en el área radiológica.

Las inspecciones regulatorias se llevan a cabo a través de inspecciones rutinarias y no rutinarias o especiales.

Inspecciones rutinarias

Las inspecciones rutinarias están relacionadas con las actividades normales de la planta, el monitoreo de procesos y la verificación del cumplimiento de la documentación mandatoria. Las mismas son llevadas a cabo, básicamente, por los cuatro inspectores residentes que la ARN mantiene en las centrales nucleares los cuales, además de desarrollar una inspección continua, proveen un contacto directo con el personal de la instalación interactuando con los grupos de análisis y evaluación. Dichos inspectores residentes realizan inspecciones generales de todas las actividades de la planta que revisten interés regulatorio. Reportan los resultados de su actividad a través de informes mensuales de inspección.

Las áreas a ser cubiertas por las inspecciones rutinarias son: operación, ingeniería y protección radiológica.

- ✓ Las inspecciones rutinarias referidas a la operación de la central comprenden las siguientes actividades:

Presencia en sala de control

- Revisión directa de la información en los paneles de sala de control principal.
- Verificación de la configuración de los sistemas de la planta.
- Lectura del libro cronológico y descriptivo.
- Verificación del cumplimiento de los límites y políticas de operación.
- Fiscalización de la ejecución de pruebas rutinarias a los sistemas de seguridad.

Inspección en planta

- Inspección de las áreas accesibles de la central incluyendo áreas externas, tal que la totalidad de la planta sea inspeccionada con una frecuencia apropiada de acuerdo con su importancia para la seguridad.
- Verificación del estado de los equipos y sistemas.
- Observación de las condiciones de limpieza general de la planta.

Control de aspectos químicos

- Seguimiento de los controles químicos y radioquímicos. Evaluación de los principales parámetros.
- Revisión del programa de vigilancia química.
- Seguimiento de las alteraciones químicas durante transitorios en la operación de la central.
- Inspección de las calibraciones y del mantenimiento de la instrumentación química.
- Inspección de los laboratorios.
- Control de la documentación correspondiente en Sala de Control Principal.

Seguimiento de maniobras, operaciones y acciones ante incidentes

- Requerir y evaluar información en forma permanente de la ejecución de maniobras tales como: arranques, salidas de servicio o variaciones de carga importantes.
- Ante la ocurrencia de un incidente, realizar la evaluación preliminar de la información.

✓ **Las inspecciones rutinarias en el área de Ingeniería, cubren los siguientes aspectos:**

- Seguimiento del plan de pruebas rutinarias. Éste se realiza a través de una base de datos en la cual se vuelcan los resultados de éstas, lo cual permite verificar el cumplimiento de las frecuencias de prueba, ocurrencia de fallas y seguimiento de las órdenes de trabajo de mantenimiento correctivo surgidas de la ejecución.
- Modificaciones de diseño.
- Mantenimiento preventivo, predictivo y correctivo.

✓ **Las inspecciones rutinarias en el área de protección radiológica comprenden:**

- Control diario del libro de novedades de operación, en lo referente a este tema.
- Fiscalización de las tareas ejecutadas en zona controlada.
- Fiscalización de las tareas relacionadas con la gestión de residuos radiactivos.
- Control de las descargas líquidas y gaseosas, verificando que se cumpla con los límites establecidos.
- Inspección de áreas de acceso para visitas.
- Control del personal profesionalmente expuesto. Verificación del control dosimétrico del personal, cumplimiento de los límites aplicables y elaboración, archivo y actualización de los registros dosimétricos.

- Verificación del transporte, manejo, almacenamiento y control de fuentes radiactivas.
 - Control del orden y limpieza.
- ✓ **En el caso de una central en la etapa de construcción, las inspecciones rutinarias comprenden:**
- Control de las condiciones de almacenamiento y conservación de componentes.
 - Fiscalización de las tareas de montaje de equipos y componentes.
 - Control de las tareas de mantenimiento y ejecución de pruebas de los equipos y sistemas instalados.

Inspecciones no rutinarias

Las inspecciones no rutinarias o especiales se realizan ante situaciones específicas, o cuando se hace necesario incrementar el esfuerzo de inspección, como en el caso salidas de servicio programadas y no programadas. En estas inspecciones intervienen especialistas en diversos temas de seguridad radiológica y nuclear.

Las inspecciones no rutinarias, referidas a seguridad nuclear o a protección radiológica, constan de las siguientes actividades:

Seguridad nuclear

- Inspecciones de la instalación de componentes o sistemas surgidos de modificaciones de diseño.
- Fiscalización de las pruebas de los sistemas de seguridad, previas a las puestas a crítico del reactor.
- Fiscalización de las inspecciones en servicio.
- Inspecciones de los mantenimientos predictivos, preventivos y correctivos durante los períodos en que la central está fuera de servicio.

Protección radiológica

- Fiscalización de los ejercicios de aplicación del plan de emergencias.
- Monitoreo independiente de efluentes.
- Control dosimétrico independiente, mediante muestreo.
- Control de emisiones de material radiactivo al ambiente.
- Evaluación y verificación del cumplimiento de procedimientos de protección radiológica.
- Control de calibración de equipos de protección radiológica.
- Control de las zonas establecidas para la ejecución de tareas durante paradas programadas: mediciones de tasa de exposición y contaminación, control de barreras físicas.

PRINCIPALES HECHOS OPERATIVOS

Se describen a continuación los principales hechos operativos ocurridos en cada una de las centrales.

Central Nuclear Atucha I

La CNA I tuvo en el año 1997 un factor de carga acumulado de 92,91% y se produjeron tres salidas de servicio no programadas.

Los hechos más significativos, que focalizaron la atención de la Autoridad Regulatoria Nuclear, son los siguientes:

Salidas de servicio no programadas

El 13 de enero se produjo una desconexión de la red como consecuencia de una falla en la regulación de tensión del alternador principal. Se intentó la reconexión a la red pero se produjo la actuación del sistema de parada por caída de barras, por lo cual la central quedó fuera de servicio en parada "fría" por casi cinco días.

El 20 de marzo se produjo una desconexión del turbogruppo y posterior caída de barras de parada, como consecuencia del disparo de la protección diferencial del alternador. La central permaneció en parada "caliente" por 46 horas.

El 5 de junio se produjo una actuación del sistema de parada por barras debido a maniobras que se efectuaban para solucionar una falla de regulación del turbogruppo. La central permaneció en parada "caliente" por 46 horas durante las cuales se realizaron algunas tareas de mantenimiento.

Salida de servicio programadas

Durante el año no hubo paradas programadas.

Otros hechos destacables

A partir de los resultados preliminares del Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), se llevaron a cabo diversas modificaciones de diseño como parte del plan de actualización y mejoras.

Se completó la fase dos del programa de incorporación de elementos combustibles de uranio levemente enriquecido (ULE), con lo cual quedaron incorporados al núcleo, 60 de estos elementos combustibles.

Se realizó en forma satisfactoria la primer prueba repetitiva de un grupo motogenerador Diesel de la CNA II que ahora es parte del sistema de alimentación en emergencia de CNA I.

En el mes de febrero se redujo la potencia al 80% de la potencia nominal, por el término de tres días, para realizar una reparación en una de las bombas principales de refrigeración del condensador.

Se detectó la presencia de moluscos bivalvos en el circuito de refrigeración asegurado que alimenta a los grupos Diesel de emergencia. Inmediatamente se tomaron acciones para su remoción.

La central recibió en abril la visita de especialistas del WANO (World Association Nuclear Operators) en una misión de seguimiento de la "Revisión por expertos" llevada a cabo en el año 1995. El WANO está formado por empresas de explotación de centrales nucleares de todo el mundo y realiza, a pedido de dichas empresas, revisiones periódicas con el objeto de maximizar la seguridad y confiabilidad de las centrales.

Se detectaron pérdidas de agua a través de la junta de la entrada de hombre del lado secundario del generador de vapor N° 1. En el mes de octubre se intentó llevar a cabo una reparación, con la plan-

ta en servicio, la cual no resultó exitosa. Dado el alto costo radiológico de efectuar una nueva reparación estando la planta en operación, se espera que sea reparada en una próxima parada.

Se presentaron en forma reiterada problemas en la máquina de recambio, por lo cual fue necesario realizar diversas reparaciones parciales. La reparación completa se efectuó cuando fue posible sacarla de servicio y reemplazarla por la máquina de reserva.

Se llevó a cabo una modificación de diseño en el sistema de parada por inyección de boro consistente en el reemplazo de los botellones de aire comprimido de dos de los ramales de inyección.

Se detectó una fuga interna de agua pesada en el cuerpo de cierre de un canal refrigerante; la pérdida fue reparada mediante una reparación realizada con la central en servicio.

Central Nuclear Embalse

La Central Nuclear Embalse tuvo en el año 1997 un factor de carga de 89,14%. Durante el año la central salió de servicio en tres oportunidades, dos de ellas en forma no programada.

A continuación se enumeran los hechos más significativos, que focalizaron la atención de la Autoridad Regulatoria Nuclear durante el año:

Salidas de servicio no programadas

El 31 de enero se produjo una salida de servicio debido a una falla del turbogruppo. La central permaneció al 50% de la potencia nominal, retornando al 100% de la potencia nominal en el mismo día.

El 4 de junio se produjo una salida de servicio por disparo del sistema de parada N° 1 por bajo nivel de agua en los generadores de vapor. La central permaneció en parada "caliente" por 36 horas.

Salidas de servicio programadas

Desde el 26 de abril y el 1 de junio se llevó a cabo la parada programada para mantenimiento del año 1997.

Otros hechos destacables

El 14 de febrero se realizó una reducción de potencia al 93% de la potencia nominal por el término de 12 horas, con el propósito de efectuar tareas para eliminar una pérdida de vapor en una válvula del sistema de recalentamiento.

El 27 de agosto se produjo una reducción de potencia al 90% de la potencia nominal al finalizar un recambio de combustible. La central permaneció a esa potencia durante aproximadamente 60 horas.

El 13 de octubre se produce una reducción de potencia al 66% de la potencia nominal, debido a una falla en un detector de potencia. La central retornó al 100% de la potencia nominal al día siguiente.

En el mes de noviembre la central recibió la visita de una misión del Programa OSART (Operational Safety Review Team) que se extendió por tres semanas. Este es un programa del Organismo Internacional de Energía Atómica, y el objetivo de sus misiones es determinar qué mejoras es posible incorporar en los futuros programas de trabajo de una central nuclear para evaluar los niveles y prácticas de la seguridad operacional. Las misiones son voluntarias y a pedido de propietarias/operadoras de los países miembros del Organismo, y sus resultados se reflejan en recomendaciones y sugerencias para obtener las mejoras mencionadas. Durante el desarrollo de la misión, la ARN mantuvo un estrecho contacto con el grupo revisor, manteniendo reuniones semanales para informarse de los hallazgos realizados y asesorar al grupo mencionado respecto a diferentes aspectos de la actividad regulatoria.

La central inició los estudios para la realización de un Análisis Probabilístico de Seguridad (APS).

Central Nuclear Atucha II

Las tareas principales realizadas en esta central en construcción fueron:

- Tareas de mantenimiento y conservación de equipos.
- Montaje y arranque de la segunda unidad Diesel de emergencia.

AUDITORÍAS REGULATORIAS

Las auditorías regulatorias se realizan a sectores específicos de la organización propietaria/operadora de la central nuclear que efectúan actividades de mantenimiento, garantía de calidad o pruebas repetitivas. La finalidad de dichas auditorías es realizar una evaluación exhaustiva de la calidad de las tareas realizadas, conforme a lo establecido en la documentación mandatoria. Los resultados se reflejan en requerimientos o recomendaciones a la entidad responsable de la central nuclear.

En resumen, 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 tres o cuatro especialistas de la ARN. Para ejecutar la auditoría, se utilizan listas de comprobación adecuadamente preparadas. Al cabo de la auditoría el grupo redacta un informe de la misma donde se incluyen: finalidad y alcance de la auditoría, listado de la documentación aplicable y de referencia, conformación del grupo auditor, personal de la central contactado, resumen de los resultados, conclusiones y recomendaciones. La implementación de las recomendaciones mencionadas se verifica a través de auditorías de seguimiento.

En el año 1997 se llevó a cabo una auditoría de seguimiento al sistema de pruebas repetitivas de la central nuclear Atucha I, para verificar la implementación de las recomendaciones surgidas de la auditoría realizada en el año 1996, encontrándose una mejoría en este sistema. El grupo auditor efectuó principalmente recomendaciones sobre:

- Manual de pruebas repetitivas, el programa de actualización de procedimientos, criterios de aceptación provisorios para las pruebas y la asignación de recursos al sector.

Inspecciones no rutinarias

A continuación se enumeran las inspecciones no rutinarias efectuadas durante el año en las centrales en operación.

- ✓ Se fiscalizó la ejecución de las siguientes tareas realizadas durante la parada programada de la CNE emitiendo el informe correspondiente (IN 330):
 - Reposicionado en cuarenta canales combustibles de anillos separadores tubos de presión-tubos de calandria.
 - Inspección del 100% de los tubos de caldeo de dos de los generadores de vapor.
 - Inspección y reparación en placas divisoria de dos de los generadores de vapor.
 - Ejecución de agujeros en la carcasa de los cuatro generadores de vapor para realizar el lavado con chorro de agua de la placa tubo de agua de refrigeración.
 - Inspección de los alimentadores a los tubos de presión.
 - Reemplazo de detectores de flujo neutrónico verticales.
 - Extracción de barras de cobalto 60.
 - Inspección del 100% de los tubos de uno de los intercambiadores de calor del moderador.
 - Inspección de componentes del turbogruppo.
 - Mantenimiento de la playa de maniobras de 500 y 132 kV.
 - Ejecución de Informes de Deficiencia (ID) y Planillas de Inspección (PI).
 - Inspección del condensador.
 - Inspección de tubos de la turbina de muestreo del sistema primario de transporte de calor.
- ✓ Se fiscalizaron las pruebas de puesta en marcha y pruebas repetitivas para los generadores Diesel de la CNA II. Estas forman parte del programa de interconexión eléctrica entre las centrales nucleares Atucha I y II. Los resultados fueron satisfactorios. (IN 329).
- ✓ Se realizó el seguimiento de las tareas efectuadas durante las paradas no programadas de ambas centrales. Por su carácter de no programadas, durante estas paradas sólo se realizan tareas menores de mantenimiento correctivo o preventivo que han quedado pendientes de paradas programadas anteriores o han surgido después de éstas. Aunque generalmente son realizadas por los inspectores residentes, suele requerirse de inspecciones especiales o no rutinarias. (IN 310, 350).
- ✓ Se fiscalizaron los ejercicios anuales de aplicación del plan de emergencia llevados a cabo en las centrales CNE y CNA I. En estos simulacros de carácter interno se evalúa fundamentalmente la actuación del plantel de operación para responder al accidente postulado, y el comportamiento del personal de planta frente a la alarma de evacuación. En ambos casos el resultado fue satisfactorio.
- ✓ Personal de la ARN continúa participando, como observador, de las reuniones del grupo ALARA, conformado por la CNA I. En forma rutinaria, en estas reuniones se evalúan las alternativas para la optimización de la protección radiológica de las tareas de mantenimiento habituales de las paradas programadas y también se realizan planificaciones especiales para tareas de mantenimiento correctivo surgidas durante la operación de la central. Cabe destacar que en el año se lograron reducciones significativas de las dosis individuales correspondientes a distintas tareas, debido a la implementación del programa ALARA.

El siguiente cuadro muestra el resumen de días hombre insumidos en inspecciones rutinarias, no rutinarias y auditorías efectuadas a las tres centrales:

Inspecciones y auditorías regulatorias a centrales nucleares (días hombre)				
Central	Inspecciones rutinarias	Inspecciones no rutinarias	Auditorías	Total
CNA I	380	100	60	540
CNE	400	210	-	610
CNA II	20	-	-	20
Totales	800	310	60	1170

EVALUACIONES

Las evaluaciones de la seguridad, constituyen la base de las actividades realizadas para controlar el estado y el funcionamiento de las centrales nucleares. Las evaluaciones proporcionan el soporte técnico para la ejecución de las mencionadas actividades regulatorias y se originan como resultado de las inspecciones, las auditorías, la información proveniente de la ocurrencia de eventos anormales y las enseñanzas aportadas por la experiencia, no solo de la instalación involucrada, sino también de otras instalaciones argentinas y extranjeras. Las tareas de análisis y evaluación son llevadas a cabo por personal especializado en seguridad radiológica y nuclear, con herramientas informáticas modernas y familiarizados en el uso de códigos de cálculo para validar la documentación suministrada por la entidad responsable.

Las evaluaciones incluyen una revisión sistemática de los posibles modos de falla de las estructuras, componentes y sistemas, y estiman las consecuencias de tales fallas. Una de las más importante es la correspondiente al Informe final de seguridad que debe ser presentado para obtener el licenciamiento de una instalación.

Fundamentalmente en las evaluaciones se aplican dos métodos complementarios: el determinístico y el probabilístico. En el determinístico, los incidentes operativos que han sido tenidos en cuenta en el diseño muestran la respuesta de la instalación y de sus respectivos sistemas de seguridad. Para su análisis se utilizan probados métodos de ingeniería para predecir el curso de los acontecimientos y sus consecuencias y abarcan disciplinas como: análisis termohidráulico, neutrónica, física de reactores, integridad estructural, control de sistemas y factores humanos. En el probabilístico se evalúan todas las secuencias accidentales posibles y sus consecuencias, se realizan los análisis de confiabilidad (básicamente de los sistemas de seguridad) y se identifica cualquier debilidad de diseño y operación de la central nuclear que podría causar alguna contribución al riesgo radiológico.

A continuación se enumeran las principales actividades de evaluación desarrolladas durante el año 1997 en las centrales nucleares Atucha I y Embalse.

Dentro del marco del convenio efectuado con la Universidad de San Juan, se realizó el seguimiento y aprobación del estudio estático de tasas de falla de los sistemas externos de suministro eléctrico en 500 kV para las centrales CNE y CNA II, y en 220 kV para CNA I, y de probabilidades condicionadas de falla de los sistemas de suministro de 132 kV para las tres centrales.

Se completaron las dos primeras etapas del proyecto Indicadores de "Performance" que tiene el objetivo de implementar un conjunto piloto de indicadores para las dos centrales en operación. Ésta es una metodología utilizada por gran parte de las organizaciones explotadoras y reguladoras de centrales nucleares de todo el mundo, con el objeto de evaluar la "performance" de la planta en diversas áreas que puedan tener influencia en la seguridad. Las etapas mencionadas incluyen la evaluación de diversos sistemas utilizados en el exterior, la elaboración de una estructura de trabajo en base a la cual iniciar la búsqueda de parámetros que puedan ser utilizados como indicadores y la definición de estos. (IT 428 / IT 466).

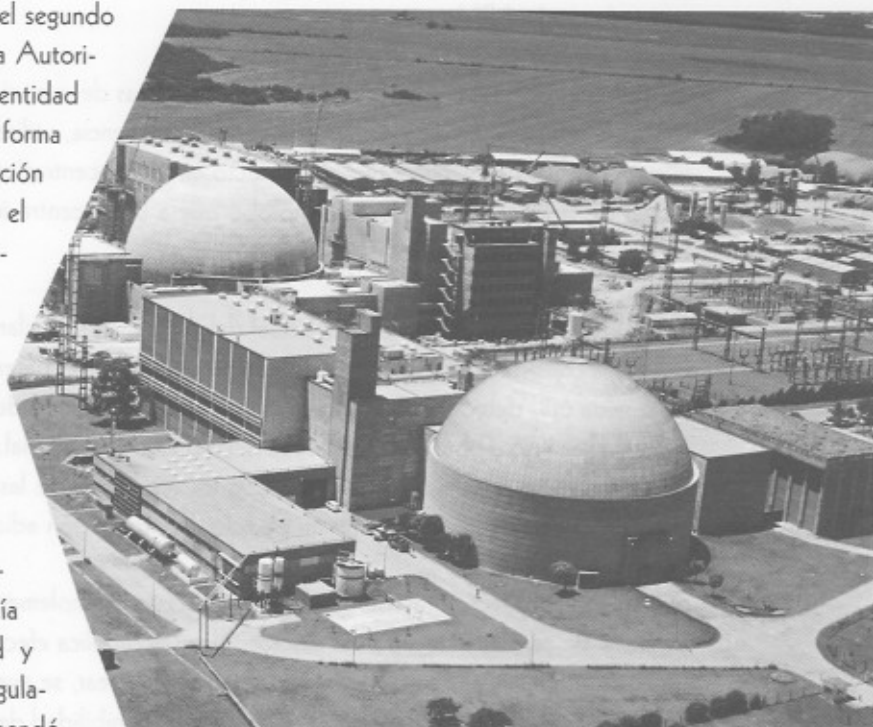
Se completó el proyecto Pruebas repetitivas consistente en realizar una revisión de los procedimientos utilizados para ejecutar las pruebas de los sistemas de seguridad o relacionados con la seguridad de las dos centrales en operación. Como resultado, surgieron algunas recomendaciones que fueron comunicadas a las centrales para su implementación. Dichas recomendaciones se refieren fundamentalmente a los criterios de aceptación, condiciones de ejecución e incorporación de nuevas pruebas. (IT 429, 449, 454, 455, 458, 463 y 465).

Central Nuclear Atucha I

Se continuó la evaluación del Análisis Probabilístico de Seguridad. El resultado de dicha evaluación derivó en modificaciones de diseño en la central. Dicha modificación forma parte del plan de actualización y mejoras tales como: modificación del sistema de control de volumen del circuito primario de transporte de calor, análisis de recuperaciones y disminución de consumidores del último sumidero de calor. Luego de su implementación, la ARN requirió a la central que se incluyan dichas modificaciones en el APS.

Vista panorámica de la Central Nuclear Atucha I

Se analizó el diseño conceptual del segundo sumidero de calor presentado a la Autoridad Regulatoria Nuclear por la entidad responsable de la Central. Éste forma parte del programa de actualización llevado a cabo en la CNA I, con el propósito de mejorar su confiabilidad. Consiste en la implementación de un sistema alternativo de enfriamiento en el caso de que se corte el sistema de alimentación de agua a los generadores de vapor. La ARN, a partir de sus evaluaciones, concluyó que solo una de las dos alternativas de diseño presentadas cumplía con requerimientos de seguridad y con lo estipulado en las normas regulatorias argentinas. Además recomendó



realizar el análisis del efecto de los ciclos térmicos sobre las partes componentes de los generadores de vapor durante el accionamiento del segundo sumidero de calor.

Se evaluó la propuesta de modificación de diseño al sistema de parada por inyección de boro. Del primer análisis de la documentación surgió la necesidad de solicitar a la instalación información adicional sobre: análisis de confiabilidad del sistema modificado, resultados de ensayos en modelos escala 1:1, lógica de control modificada y especificaciones técnicas de instrumentación modificada. (IT 458).

Se realizó un estudio del estado y del programa de calibración de los detectores de flujo neutrónico ubicados en el interior del núcleo, que fueron reemplazados en la parada programada de 1996. Se trata de 48 detectores que en el presente no intervienen en el sistema de protección ni de regulación del reactor. El estudio incluyó el método de calibración utilizado y análisis de discrepancias en las mediciones. Como resultado de éste se solicitó información actualizada sobre el apartamiento entre los valores medidos y los calculados, como asimismo el programa de seguimiento del comportamiento de las mediciones de flujo neutrónico. (IT 460, IN 374).

Se evaluó la documentación para el licenciamiento de la denominada "Fase 2 extendida" del proyecto ULE (Uranio Levemente Enriquecido). Este programa iniciado en 1995, consiste en la introducción en el núcleo del reactor de elementos combustibles de uranio levemente enriquecido (0,85% de uranio 235). Además de una mejora económica, el empleo de elementos ULE permitirá optimizar la operación de recambio de combustible. El programa constaba inicialmente de tres fases: en la primera se introdujeron 12 elementos ULE (años 1995 y 1996), la segunda es la desarrollada durante 1997 y en la tercera se lograría el núcleo homogéneo. Sin embargo, al terminar la fase dos, el operador de la central decidió preparar la documentación para el licenciamiento de una extensión de ésta para llegar a 99 elementos ULE en el núcleo. Esta fase consiste en la introducción en el núcleo de otros 39 elementos de este tipo de combustible. De la evaluación realizada surgió la necesidad de efectuar pedidos de información adicional. El operador de la central solicitó que, hasta que puedan brindar la información requerida se autorice la incorporación al núcleo de hasta 75 elementos ULE. Esta solicitud fue aceptada por la ARN.

Se evaluó el plan de trabajo y se fiscalizaron las tareas de remoción de moluscos bivalvos de los circuitos de refrigeración de los grupos Diesel de emergencia, utilizando hipoclorito de sodio. La evaluación consistió en verificar que el producto en las concentraciones a utilizar no resultara corrosivo. Luego de la inyección piloto se comprobó que a la concentración permitida este método es ineficiente. (IN 341).

Se realizó la evaluación del estado actual del programa de vigilancia del recipiente de presión. Este programa consiste en la evaluación del estado que tendrá el material del recipiente de presión al final de su vida útil, debido a la degradación del mismo por efecto del flujo neutrónico. Dicho programa incluyó el análisis de probetas irradiadas del mencionado material. De la evaluación realizada y con el propósito de reducir las incertidumbres en los resultados de las predicciones de las características que tendrá el material, se efectuó un pedido de información adicional a la central.

Se evaluó el proyecto presentado por la central para la implementación de un sistema de ingreso alternativo de canales al recinto del reactor. El mismo implica efectuar una perforación adicional en la contención. Desde el punto de vista de seguridad nuclear, se evaluaron fundamentalmente: características técnicas de la modificación, tiempo de indisponibilidad de la contención necesario para efec-

tuar la tarea, calificación de los componentes a ser incorporados y realización de ensayos no destructivos. Como parte de este proyecto debió evaluarse la modificación del sistema de parada por inyección de boro, explicada en otro apartado.

Se realizó una evaluación de la Licencia de operación de la central CNA I, la cual incorpora las enseñanzas obtenidas de la experiencia operativa y regulatoria. (IT 441).

Se realizó el análisis del plan de trabajo elaborado por la central para sellar la fuga de agua en la tapa de entrada de hombre del generador de vapor N° 1.

Central Nuclear Embalse

Se realizó la evaluación de algunos eventos relevantes, hallazgos o modificaciones de diseño de reactores CANDU canadienses, como parte de un programa de aprovechamiento de la experiencia operativa. Estos fueron:

- Suspensión de prueba repetitiva de las válvulas de aislación del presurizador (Central Point Leprau).
- Válvulas de aislación del sistema primario que no cumplían con las características requeridas por diseño (Central Bruce-B).
- Disminución del espesor de la pared en alimentadores de salida del sistema primario (Central Point Leprau).
- Falla en el transformador de potencia (Central Bruce).
- Golpe de ariete en el Sistema de Parada por inyección de veneno líquido (Central Point Leprau).
- Daños en la entrada de la alimentación de agua de emergencia a los generadores de vapor causada por su uso para la inyección de vapor recalentado (Central Point Leprau).
- Falla en el reemplazo de un blindaje tras realizar mantenimiento en una cámara iónica (Central Point Leprau).
- Cambio de diseño de las válvulas de alivio del condensador degasificador para evitar la ocurrencia de una pérdida de refrigerante en caso de falla de las válvulas de alivio líquido del sistema primario (Central Pickering). Esta última es además, una modificación a ser adoptada en la CNE. Algunos de los temas mencionados no resultaron de aplicación para la CNE, otros ya habían sido tenidos en cuenta por el operador y los demás fueron presentados a ésta para su consideración. (IT 446).



Vista panorámica
de la Central Nuclear Embalse

Se continuó con el seguimiento del plan de reemplazo de los reles de mercurio utilizados en la lógica de sistemas de seguridad de la central, por reles de estaño. Este programa fue elaborado en el año 1996 como consecuencia de varias fallas ocurridas durante pruebas rutinarias del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. La demora en la implementación del plan se debe a la calificación de los nuevos proveedores, dado que aquellos calificados han abandonado la fabricación de estos componentes. Como parte de este seguimiento se requirió a la central la presentación de un cronograma actualizado para el año.

Se realizó la revisión de la nueva versión del Manual de políticas y principios de operación presentado por la CNE. Este manual forma parte de la Documentación Mandatoria, por lo cual debe ser sometido a la consideración de la Autoridad Regulatoria Nuclear cuando es objeto de modificaciones. (IT 459).

Proyecto CAREM

El proyecto CAREM, encargado por la CNEA a la empresa INVAP S.E., consiste en el desarrollo de un reactor nuclear de 100 MW de potencia térmica destinado a la producción de 25 MW de energía eléctrica. Se realizó el análisis del Informe preliminar de seguridad del reactor CAREM, presentado por la empresa INVAP S.E., para su revisión por parte de la ARN. Después de haber analizado dicho Informe preliminar de seguridad, se hicieron las siguientes observaciones: mejorar la validación empírica de los códigos utilizados, aumentar el número de situaciones operativas y mejorar el APS. Cabe destacar que debido al hecho de que el reactor ha sufrido modificaciones de diseño, parte de la información incluida en el citado informe ha quedado desactualizada. Se espera la realización de un nuevo Informe preliminar de seguridad; paso previo necesario para el otorgamiento de la Licencia de construcción del reactor.

REACTORES DE INVESTIGACIÓN Y CONJUNTOS CRÍTICOS

En nuestro país existen 6 instalaciones, entre reactores de investigación y conjuntos críticos, conocidos como: conjunto crítico RA 0, reactor de investigación RA 1, reactor de producción de radioisótopos e investigación RA 3, conjunto crítico RA 4, reactor de investigación RA 6 y conjunto crítico RA 8.

Los reactores de investigación y los conjuntos críticos son plantas de mediana complejidad tecnológica. Debido a las características de elevada flexibilidad operacional que poseen estas instalaciones, necesaria para los fines para los cuales fueron diseñados, es necesario realizar un estricto control de las mismas y de las prácticas que allí se realizan.

PROGRAMA DE INSPECCIÓN

El objetivo básico de las inspecciones y evaluaciones es verificar si la instalación cumple adecuadamente las condiciones de seguridad radiológica y nuclear impuestas por la normativa básica y específica vigente en el país. Este objetivo se alcanza mediante la verificación del cumplimiento de todos los aspectos establecidos en la documentación mandatoria y los requerimientos emitidos por la ARN. Asimismo se observa el desempeño del personal que opera las instalaciones, quienes poseen Licencias y Autorizaciones Específicas emitidas por la ARN.

Las inspecciones regulatorias a los reactores de investigación y conjuntos críticos se realizan teniendo en cuenta los siguientes aspectos:

Detección Temprana

Durante las inspecciones, y en las evaluaciones de seguridad practicadas, se presta atención al desarrollo de las tareas en la instalación y a la evolución de aquellos parámetros que caracterizan la seguridad, a fin de detectar tendencias que, en el futuro, pudieran afectar la seguridad de la instalación. Cuando corresponde, se emiten requerimientos con el fin de evitar el progreso de tendencias negativas o para corregir desvíos o incumplimientos.

Revisión periódica

En función de la experiencia de inspección, del mejor conocimiento de la instalación y del eventual asesoramiento de especialistas, se analiza si los límites y condiciones establecidos en la Licencia de operación y los requerimientos particulares continúan siendo pertinentes o se deben modificar.

Planificación

Se realiza una planificación anual de las tareas de inspección. Se tienen en cuenta visitas a las Instalaciones con una frecuencia que es función de los problemas reales o potenciales observados en las mismas.

A continuación de la planificación general mencionada se realiza una más detallada en la cual se indican los temas y aspectos que se observarán en cada una de las visitas.

Prioridad

Los aspectos a inspeccionar se planifican estableciendo un orden de prioridad, que tiene en cuenta la función de seguridad del sistema o componente y los riesgos potenciales asociados al proceso de trabajo, así como las eventuales tendencias o desvíos detectados en las inspecciones previas.

Evaluación de procesos

Cada uno de los aspectos de la instalación a evaluar se analizan teniendo en cuenta sus tres componentes básicos, a saber:

- El componente físico, es decir, el funcionamiento de los sistemas y equipos, y los parámetros físicos asociados.
- Los documentos y procedimientos involucrados en la tarea.
- El factor humano, es decir, la calificación y la actitud hacia la seguridad del personal de operación y mantenimiento involucrados.

Estos tres factores intervienen en todas las tareas con mayor o menor participación de uno u otro, conformando los procesos de trabajo.

El inspector evalúa tanto el comportamiento de los componentes como el proceso en el cual se involucran estos componentes, atendiendo a su impacto en la seguridad.

Participación de especialistas

Toda vez que sea necesario profundizar la evaluación de los aspectos específicos de seguridad de cada instalación, se solicita la participación de especialistas en apoyo a la inspección.

Durante las inspecciones se evalúan diferentes aspectos particulares detallados a continuación:

- Seguridad nuclear.
- Seguridad radiológica.
- Operación.
- Mantenimiento.
- Modificaciones y cambios a sistemas, componentes o procedimientos.
- Orden y limpieza.

Seguridad nuclear

El objeto de la evaluación de este aspecto es el de verificar:

- Que los sistemas de seguridad previstos en la instalación se encuentran operativos.
- Que los sistemas de proceso con funciones de seguridad funcionan adecuadamente.
- Que sean ensayados periódicamente los sistemas de seguridad y que los resultados estén documentados.

Seguridad radiológica

El objeto de la evaluación del programa de protección radiológica que se sigue en cada instalación es el de verificar:

- Si se cumplen las condiciones relativas a exposición radiológica ocupacional establecidas en la Licencia de operación.
- Si los sistemas y equipos con funciones de protección radiológica funcionan adecuadamente.
- Si se cumple con el código de prácticas de la instalación.
- Si se cumple con el plan de monitoraje de la instalación.
- Si el plan de emergencias se encuentra actualizado, incluyendo las observaciones surgidas del ejercicio anual, que el personal esté capacitado y entrenado y los elementos y equipos de emergencias estén disponibles y en buen estado.
- Si las tareas involucradas en los respectivos procedimientos incluidos en el código de prácticas y en el Plan de monitoraje se realizan con el equipamiento y personal establecido.
- Si las prácticas operativas son adecuadas desde el punto de vista de la seguridad radiológica y si de los registros se puede detectar algún incidente o tendencia negativa.

Operación

El objeto de la evaluación de este aspecto es el de indagar:

- Si se observan los límites y condiciones de operación fijados en la Licencia de operación.
- Si las prácticas operativas se cumplen de acuerdo a lo establecido en los procedimientos de operación vigentes.

- Si las tareas se realizan con el equipamiento y personal que figura en los procedimientos de operación específicos.
- Si de los registros de operación se puede inferir alguna operación indebida o tendencia negativa.

Mantenimiento

El objeto de la evaluación del mantenimiento de cada instalación es el de determinar:

- Si se cumple el programa de mantenimiento y pruebas periódicas de la instalación (PMPP).
- Si las tareas se realizan de acuerdo a los procedimientos establecidos en el PMPP.
- Si las tareas se realizan con el equipamiento y personal adecuados que figura en el PMPP y en los procedimientos específicos.
- Si se garantiza el correcto funcionamiento de los equipos y sistemas de seguridad y relacionados con la seguridad, mediante la realización de pruebas y ensayos.
- Si del historial de fallas de los equipos y sistemas se puede inferir alguna tendencia negativa.

Modificaciones y cambios en componentes, sistemas o procedimientos

El objeto de la evaluación de las modificaciones y cambios realizadas o propuestas, es el de determinar:

- Si se han realizado modificaciones en sistemas, componentes o procedimientos que no hayan sido evaluados previamente por el Comité Interno de Seguridad o por la ARN según corresponda, de acuerdo a lo indicado en la Licencia de operación.
- Para el caso de solicitudes de autorización de modificaciones, el grado de relación del mismo con la seguridad de la instalación verificando "in situ" el proyecto propuesto.
- Durante la ejecución de las modificaciones, verificar si existen apartamientos con respecto a lo previamente autorizado por la Autoridad Regulatoria o evaluado por el Comité Interno de Seguridad, según corresponda.

Orden y limpieza

El objeto de esta evaluación es el de determinar si la instalación se encuentra en un estado adecuado de conservación, orden y limpieza.

INSPECCIONES Y EVALUACIONES

La Autoridad Regulatoria Nuclear controla los reactores de investigación y conjuntos críticos existentes en el país. A continuación se resumen el resultado de las inspecciones y evaluaciones practicadas en cada uno de ellos durante el transcurso del año.

Conjunto Crítico RA 0

Ubicación	Ciudad Universitaria. Córdoba. Facultad de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales
Entidad Responsable	Universidad Nacional de Córdoba
Responsable Primario	Ingeniero Francisco Gazzera
Propósito	Investigación y docencia
Potencia	1 (un) watt
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Barras cilíndricas
Exceso de reactividad	0,4 en unidad dólar
Operación	1970 a 1974. A partir de 1987 se comienzan las tareas de mejoras y acondicionamiento de la instalación.

La organización responsable de la operación no ha solicitado durante el corriente año la renovación de la Autorización de puesta en marcha. La instalación se encuentra en condición de parada segura, con los elementos combustibles depositados en una caja de seguridad.

La CNEA continúa desarrollando el proyecto de modernización de la instalación orientado a reemplazar la instrumentación, los mecanismos de barras de control y la modificación de los blindajes y a dar cumplimiento a los requerimientos referidos a seguridad radiológica y nuclear oportunamente solicitados por la ARN.

Debido a los retrasos en el proyecto de modernización de la instalación, el cronograma de inspecciones fue modificado, realizándose sólo una visita durante 1997.

Reactor RA 1

Ubicación	Centro Atómico Constituyentes
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Ingeniero Hugo Scolari
Propósito	Investigación, docencia y ensayo de materiales
Potencia	40 (cuarenta) kW
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Barras cilíndricas
Exceso de reactividad	1,2 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1958 – continúa

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de operación otorgada el 13 de setiembre de 1994. Se llevaron a cabo las actividades de inspección planificadas para el corriente año, realizándose diversas visitas mensuales a la instalación. Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias y se participó en el desarrollo del mismo.

El operador dio cumplimiento al requerimiento oportunamente emitido por la ARN, referido a dosimetría personal de neutrones. Se hizo el seguimiento de la implementación de dicha dosimetría.

A los efectos de dar cumplimiento a los criterios de optimización de la protección radiológica, establecidos en las normas de la ARN, el operador realizó una serie de mejoras en los blindajes biológicos. Luego de la realización de dichos trabajos, la ARN realizó un nuevo relevamiento de las tasas

de dosis y espectro neutrónico en distintos puntos de la instalación, verificando una disminución importante en las tasas de dosis debida a neutrones y radiación gamma.

El responsable de la instalación dio cumplimiento al requerimiento de actualización de la documentación mandatoria, solicitado el año anterior, la que fue remitida a la ARN para su revisión. Se realizó una revisión de la documentación mandatoria actualizada y se remitió al responsable primario las observaciones a ser incluidas en la versión final.

La organización de operación ha cumplido parcialmente el plan de reentrenamiento anual del personal de operación, restando realizar la evaluación final.

No se han registrado incidentes operativos que tuvieran consecuencia radiológica en el público ni en los trabajadores.

Reactor RA 3

Ubicación	Centro Atómico Ezeiza
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Licenciado Jorge Quintana Domínguez
Propósito	Producción de radioisótopos para uso medicinal e industrial, investigación, y ensayo de materiales
Potencia	5 (cinco) MW
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Elementos combustibles tipo MTR con 19 placas.
Exceso de reactividad	~ 8 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1967 - continúa

Se llevaron a cabo las actividades de inspección planificadas para el corriente año comprobándose que la instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de operación otorgada el 25 de febrero de 1994.

Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias, correspondiente al año 1996, y se participó en el desarrollo del mismo.

Personal de la instalación realizó una investigación de las causas que ocasionaron un aumento de la actividad del agua del circuito primario y solucionó la anomalía, dando de esta forma cumplimiento al requerimiento realizado por la ARN.

Durante el mes de julio se produjo un incidente que significó el derrame de agua del primario en la zona de recinto de planta baja y en el portón de acceso a zona controlada, debido a la actuación indebida de una válvula del sistema de llenado del tanque, durante la realización de tareas de mantenimiento. El incidente fue solucionado por el personal presente en la instalación y se verificó que no hubo consecuencias radiológicas tanto para los trabajadores como para el público. Se realizó la evaluación del incidente en base a los datos aportados por personal de la instalación y por la investigación realizada por los inspectores, dando lugar a requerimientos para evitar su repetición. Se emitió el informe técnico correspondiente al incidente.

Debido al retraso en el cumplimiento de ciertas decisiones regulatorias comunicadas a la instalación, se realizaron durante el transcurso del año, reuniones con autoridades de la entidad respon-

sable y el responsable primario, con el objeto de puntualizar estas anomalías y solicitar su solución en términos acordados.

Se realizó el cálculo del inventario de plutonio en miniplacas irradiadas en el reactor para producir molibdeno 99.

Conjunto Crítico RA 4

Ubicación	Rosario. Ciudad Universitaria. Facultad de Ciencias Exactas, Ingeniería y Agrimensura
Entidad Responsable	Universidad Nacional de Rosario
Responsable Primario	Agrimensor Carmelo Celauro
Propósito	Investigación y docencia
Potencia	1 (un) watt
Combustible	Uranio enriquecido al 20% en uranio 235. Discos homogéneos con moderador de polietileno
Exceso de reactividad	0,4 en unidad dólar
Operación	Desde 1971 – continúa

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia de Operación otorgada el 29 de noviembre de 1983.

Se participó en la evaluación del reentrenamiento del personal de operación. Se acordó el contenido del ejercicio del plan de emergencias, correspondiente al año 1997, y se participó en el desarrollo del mismo.

Debido a que aun no se ha dado cumplimiento al requerimiento de confección y/o actualización de la documentación mandatoria, se realizaron reuniones con el representante de la entidad responsable, el responsable primario y autoridades de CNEA, con el objeto de puntualizar estas anomalías y solicitar su solución en plazos acordados.

La instalación aún no ha regularizado el envío de la información dosimétrica de acuerdo a lo establecido en la Licencia de operación. Se realizaron 3 inspecciones regulatorias a la instalación.

Reactor RA 6

Ubicación	Centro Atómico Bariloche
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Licenciado Osvaldo Calzetta
Propósito	Investigación, docencia e irradiación de materiales
Potencia	500 (quinientos) kW
Combustible	Uranio enriquecido al 90% en uranio 235. Elementos combustibles con placas
Exceso de reactividad	~ 2,5 en unidad dólar
Operación	Iniciada en 1982 – continúa

La instalación operó de acuerdo a las condiciones fijadas en la Licencia provisoria de operación, y a partir del 4 de noviembre, de acuerdo a las condiciones fijadas en la nueva Licencia de operación. Se realizaron 4 visitas a la instalación para realizar las inspecciones rutinarias.

Durante el año 1997 no se realizó el ejercicio del plan de emergencia requerido en la Licencia de operación, postergado por las tareas que el personal de la instalación realizó en Egipto. El mismo tendrá lugar en marzo de 1998. Se emitió un pedido de información referido a la implementación de nuevas experiencias en las instalaciones de irradiación. Se está analizando la documentación mandatoria actualizada enviada por la instalación en respuesta a un pedido hecho por esta ARN.

Reactor de investigación RA 6



Conjunto Crítico RA 8

Ubicación	Pilcaniyeu
Entidad Responsable	Comisión Nacional de Energía Atómica
Responsable Primario	Ingeniero Rubén Mazzi hasta el 12 de junio de 1997 e Ingeniero Néstor De Lorenzo en adelante
Propósito	Conjunto crítico del reactor CAREM
Potencia	10 (diez) W
Combustible	Uranio enriquecido al 1,8 y al 3,4 en uranio 235. Barra cilíndrica
Exceso de reactividad	Variable y respetando el valor máximo permitido por las normas
Operación	Final de la puesta en marcha

La instalación posee Licencia de construcción otorgada el 13 de setiembre de 1994. Durante 1997 se realizó la puesta en marcha que abarcó los meses de marzo a julio.

Las tareas regulatorias abarcaron: revisión de la documentación mandatoria y de los procedimientos de puesta en marcha, emisión de la correspondiente Autorización, participación de los inspectores "in situ" durante la ejecución del plan de puesta en marcha no nuclear y nuclear, fiscalizando las tareas que se realizaban y emisión de los requerimientos que surgieron de las tareas mencionadas.

También se realizó el seguimiento de las tareas pendientes, que la instalación deberá cumplimentar, como condición necesaria para que la ARN emita la correspondiente Licencia de operación.

Reactor multipropósito (MPR)

Ubicación	Inshas a 60 km de El Cairo, Egipto
Entidad Responsable	Atomic Energy Agency
Constructor	Diseñado y construido por la empresa INVAP S.E.
Propósito	Producción de radioisótopos, ensayos, investigación y desarrollo de combustibles y materiales para centrales nucleares, producción de Silicio dopado, análisis por activación, uso en radioterapia y experimentación en temas de física de reactores. 22 MW de potencia térmica.
Potencia	Elementos combustibles tipo placas MTR, conteniendo U ₃ O ₈ envainado en aluminio, con un enriquecimiento en uranio 235 del 19,75%
Combustible	Reactor nuclear experimental de tipo piletta. Posee una columna térmica de grafito y reflector de berilio. El núcleo está moderado y refrigerado por agua desmineralizada con circulación forzada ascendente, mientras que la columna térmica y los reflectores están refrigerados con circulación forzada descendente. En lo que respecta a los sistemas de seguridad cuenta con dos sistemas de extinción diversos e independientes, uno rápido formado por placas absorbentes y otro más lento por inundación, con una solución de nitrato de gadolinio, de las cámaras adyacentes a la chimenea que separa el núcleo del reflector.
Características	El reactor alcanzó la primera criticidad el 27 de noviembre de 1997. Continúa en la etapa de puesta en marcha.
Operación	

La función de la ARN, conforme al convenio firmado oportunamente con la empresa INVAP S.E., fue asesorar a dicha empresa en temas regulatorios y opinar sobre el licenciamiento del mencionado reactor.

Durante los primeros meses de 1997 se finalizó con la evaluación del Informe Preliminar de Seguridad. Como resultado de esta evaluación, de las reuniones técnicas mantenidas con personal de INVAP S.E. y de las respuestas a los requerimientos emitidos, la ARN dio una opinión favorable respecto al otorgamiento de la Licencia de construcción.

Se realizó la evaluación de la documentación mandatoria requerida para la puesta en marcha, y se participó "in situ" asesorando y fiscalizando diversas tareas, por un total de 5 meses-persona.