

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado

Año 2004

Índice

1. Plan estratégico	5
1.1. Misión y Visión	5
1.2. El entorno del CSN	5
1.3. Resultados estratégicos	9
1.4. Estrategias, objetivos y actividades	9
1.5. Implantación del Plan Estratégico	12
2. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones	13
2.1. Centrales nucleares	13
2.2. Instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación	110
2.3. Instalaciones radiactivas	132
3. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades	147
3.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica	147
3.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico	148
3.3. Servicios de dosimetría personal	149
3.4. Empresas externas	149
3.5. Licencias de personal	150
3.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas	153
3.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías, modelos o protocolos de verificación	154
3.8. Otras actividades reguladas	154
4. Residuos radiactivos	157
4.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad	157
4.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad	164
4.3. Gestión de residuos desclasificados	168
5. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	171
5.1. Central nuclear Vandellós I	171
5.2. Plan de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera	177
5.3. Plantas de concentrados de uranio	180
5.4. Reactores de investigación Argos y Arbi	184
6. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la legislación nuclear	185
6.1. Transportes	185
6.2. Fabricación de equipos radiactivos	192
6.3. Actividades en instalaciones no reguladas	192

7. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente	201
7.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos.....	201
7.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental.....	210
7.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación	234
8. Emergencias radiológicas y protección física	235
8.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional	235
8.2. Actuaciones del CSN para casos de emergencia	244
8.3. Planes de Emergencia de las instalaciones	259
8.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares .	261
9. Planes de investigación	263
9.1. Plan del CSN y planes concertados con otras organizaciones	263
9.2. Programa de investigación en seguridad nuclear.....	265
9.3. Programa de investigación en protección radiológica.....	285
9.4. Valoración de las actividades realizadas	296
10. Reglamentación y normativa	297
10.1. Desarrollo normativo nacional	297
10.2. Desarrollo normativo del CSN	299
10.3. Actividades normativas internacionales	301
11. Relaciones institucionales e internacionales	303
11.1. Relaciones institucionales.....	303
11.2. Relaciones internacionales	320
12. Información y comunicación pública	339
12.1. Aspectos generales	339
12.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas	340
12.3. Centro de Información	344
12.4. Edición de publicaciones	346
12.5. El CSN en Internet.....	348
12.6. Otras actividades	349
13. Gestión de recursos	351
13.1. Mejora de la organización y actividades de formación	351
13.2. Gestión de recursos humanos	356
13.3. Aspectos económicos y financieros.....	357

1. Plan estratégico

Con objeto de cumplir con rigor las obligaciones, cada día más amplias, que la ley le atribuye y responder con eficacia a las legítimas expectativas de la sociedad y otros grupos concernidos por sus actuaciones, durante el año 2004 el CSN ha elaborado su Plan Estratégico 2005 – 2010, en el que teniendo en cuenta las condiciones actuales del entorno y las previsibles condiciones futuras, fija los resultados que espera obtener, las estrategias y los objetivos para el horizonte temporal de los próximos cinco años.

El Plan Estratégico representa el compromiso de toda la organización en relación con los resultados que se esperan, los objetivos que se fijan y las vías y medios de que se va a valer para cumplirlos. Es el fruto de un proceso dirigido por el Consejo, en el que se han considerado las expectativas de la sociedad y de diversos grupos de interés (las Administraciones Central y Autonómica, los titulares de instalaciones y personal del CSN).

En el Plan se exponen la *Misión y la Visión del Organismo*, se resumen los análisis del entorno realizados para preparar el Plan y se establecen los resultados que se esperan de la organización. También se describen las estrategias establecidas (*seguridad y protección, gestión y organización, y credibilidad social*) y los objetivos asociados a las mismas. Por último, se incluyen las actividades más significativas de las que se llevarán a cabo para conseguir los objetivos.

1.1. Misión y Visión

La misión de una organización es su razón de ser, aquello para lo que ha sido creada. En el caso del CSN, su misión se deduce de su Ley de Creación. El Plan Estratégico la define como sigue:

La Misión del CSN es proteger a los trabajadores, la población y el medio ambiente de los efectos nocivos de las

radiaciones ionizantes, consiguiendo que las instalaciones nucleares y radiactivas sean operadas por los titulares de forma segura, y estableciendo las medidas de prevención y corrección frente a emergencias radiológicas, cualquiera que sea su origen.

En esta definición se distinguen tres elementos básicos. El primero implica un compromiso inequívoco de la institución con la sociedad como primer destinatario de sus servicios, asumiendo su razón de ser, que es la protección de los trabajadores, la población y el medio ambiente.

El segundo elemento deja constancia explícita de la responsabilidad directa que los titulares de las instalaciones y actividades tienen en la seguridad y la protección radiológica de las mismas, y del papel de control que sobre ello le corresponde al CSN. Finalmente, el tercer elemento contempla la participación del Consejo en la gestión de emergencias radiológicas, incluidas las que puedan originarse fuera de las actividades e instalaciones reguladas, en coordinación con las administraciones públicas y los titulares de las prácticas.

La Visión que el Consejo tiene sobre el tipo de organización que pretende ser, también se define en el Plan Estratégico, y es la siguiente: *Organismo independiente de las administraciones públicas y de los titulares de las instalaciones, que rinde cuentas ante el Parlamento de la Nación. Cualificado técnicamente para que sus propuestas y decisiones sean rigurosas y para desarrollar su actividad con eficacia, eficiencia y transparencia, de modo que merezca la confianza de la sociedad española y constituya un referente en el ámbito internacional.*

1.2. El entorno del CSN

Además de la Misión y Visión del Organismo, la base de partida para el establecimiento del Plan Estratégico fue el análisis de la situación actual, y de la posible evolución del entorno en el que se desarrolla la actuación del CSN. Se resumen a con-

tinuación algunas de las conclusiones mas significativas de este análisis:

- La sociedad es cada vez más sensible a los temas relacionados con las radiaciones ionizantes y, muy especialmente, a su impacto sobre el público y el medio ambiente. También es más exigente en su demanda de seguridad de las instalaciones y de información transparente. Como consecuencia el CSN, además de a la seguridad, debe prestar una atención especial a la transparencia de sus actuaciones y a su propia credibilidad.
- La mayor parte de las actividades que realiza el CSN tienen la consideración de servicio público, por lo que todo el hacer del Organismo debe impregnarse del concepto de servicio al ciudadano. Las demandas de los ciudadanos se orientan en el sentido de requerir unos niveles óptimos de calidad y eficiencia.
- La liberalización de la producción de energía eléctrica, la evolución de las tarifas eléctricas, y otros factores, pueden llevar a los titulares de instalaciones nucleares a adoptar políticas de reducción de costes. Esto obliga, tanto al CSN como a los titulares, a intensificar sus esfuerzos para garantizar que las presiones económicas no comprometan la gestión segura de las instalaciones.
- Los sistemas reguladores están evolucionando de forma continua, orientándose hacia una mayor toma en consideración de los aspectos relacionados con el riesgo, haciéndose menos prescriptivos y concentrándose en procesos y resultados. El CSN ha realizado un análisis profundo del sistema regulador implantado en España y debe impulsar e implantar, en su caso, las mejoras necesarias.
- Las actividades del CSN se ven influidas por las obligaciones derivadas de la adhesión de

España a convenciones internacionales, por la normativa de la Unión Europea y por los compromisos multilaterales o bilaterales adquiridos por el propio Organismo. Las actuaciones del CSN deben ser coherentes con el contexto internacional.

- La normativa nuclear española se basa en la Ley de Energía Nuclear que se aprobó en 1964. El sistema normativo adolece de algunas carencias en cuestiones como el licenciamiento y control del desmantelamiento de instalaciones, la unificación y sistematización de los criterios técnicos para la gestión de los residuos, incluyendo los de muy baja actividad (generados en grandes cantidades en las actividades de desmantelamiento) y su posible desclasificación. Por tanto, se hace necesario una actualización de la normativa que debe basarse en un análisis riguroso de las carencias existentes.
- Existen una serie de temas relativos a instalaciones nucleares que exigen, y seguirán exigiendo, una atención creciente por parte del CSN y de los titulares, como son:
 - El envejecimiento de algunas plantas, que se están acercando al límite de vida previsto en el diseño.
 - El acercamiento al límite de saturación de las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado.
 - La contribución al riesgo de las instalaciones de las actuaciones humanas y de la organización.
 - La actualización de la tecnología de algunos elementos y sistemas de las instalaciones.
 - El inicio del desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera, que cesará definitivamente su operación, lo que se denomina (cese

definitivo de explotación) el 30 de abril de 2006, y la continuación de las actividades de desmantelamiento y clausura de Vandellós I y de diversas instalaciones radiactivas y del ciclo.

- La determinación de los criterios aplicables a las intervenciones para reducir el nivel de riesgo radiológico en las zonas afectadas por accidentes, sucesos naturales y procesos industriales.
- El sistema nacional de emergencias y la participación del CSN en el mismo se deberán adaptar a los cambios derivados de hechos como la aprobación del nuevo Plan Básico de Emergencia Nuclear (Plaben) en julio de 2004, la consideración de posibles situaciones de emergencia derivadas de acciones malintencionadas, o la futura aprobación de la Directriz de Protección Civil ante Riesgos Radiológicos. Al mismo tiempo, el Consejo deberá mantener la continua actualización tecnológica de sus sistemas y medios de intervención. Por otra parte, está aumentando la participación de los diferentes estamentos sociales en el proceso de toma de decisiones sobre planificación, preparación y respuesta ante situaciones de emergencia. Ello conlleva la necesidad de reforzar los programas de información al público y de formación de actuantes.
- Los supuestos básicos de los sistemas de seguridad física, han sufrido una profunda modificación que afecta, no solo a las instalaciones nucleares, sino también a las fuentes radiactivas y su transporte. Como consecuencia, se están desarrollando múltiples actuaciones en los ámbitos nacional e internacional a los que el CSN no debe ser ajeno.
- Se prevé un crecimiento del número de instalaciones radiactivas (o ampliación de las existentes) sobre todo en equipos de inspección de seguridad, radioterapia, tomografía por emisión de positrones (PET), medicina nuclear e inmunoterapia. De forma creciente, se están utilizando tecnologías novedosas tanto en instalaciones tradicionales como otras que hasta hace poco no existían en España, como pueden ser los centros de producción de radioisótopos mediante ciclotrones. El Consejo debe mantener actualizados los conocimientos y el sistema regulador aplicables a todas estas instalaciones.
- Existe un consenso internacional sobre la necesidad de ampliar el alcance del sistema de protección radiológica actual, de carácter antropocéntrico, para incluir entre sus objetivos la protección del medio ambiente. Estas nuevas tendencias requerirán alguna reorientación de la concepción y del alcance de los programas de vigilancia radiológica ambiental.
- Dentro de la función definida en el título VII del *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, el CSN ha establecido un plan de actuación para evaluar los riesgos asociados a la radiación natural. La aplicación de este plan requerirá actividades adicionales en los próximos años.
- Al igual que sucede en otros países, el principio *Alara* no está implantado en las instalaciones radiactivas y empresas de transporte tan sólidamente como en las instalaciones nucleares. Las actividades ya iniciadas por parte del CSN y los titulares para conseguir esta implantación deberán continuar en el futuro.
- Los exigentes requisitos sanitarios de los radiofármacos están dando lugar a que su producción se esté desplazando hacia grandes unidades de radiofarmacia centralizadas, distribuyéndose a las instalaciones en forma de monodosiología, lo que da lugar al crecimiento de las actividades de transporte de material radiactivo. También la creciente utilización de equipos con fuentes radiactivas en otras aplicaciones industriales producirá el incremento de estos transportes. Todo ello supone un doble reto: implantar una

cultura real de minimización de dosis al personal que los realiza y disponer de una infraestructura adecuada para atender a las emergencias que puedan producirse.

- Es previsible que se sigan detectando fuentes huérfanas en instalaciones relacionadas con el proceso de materiales metálicos, al tiempo que en el contexto internacional aumenta la preocupación sobre el tema y se están adoptando algunas actuaciones para su control, como la incluida en la *Directiva europea* sobre fuentes de alta actividad y fuentes huérfanas. Por ello, será necesario impulsar iniciativas para la mejora de la aplicación práctica del Protocolo de colaboración sobre la *Vigilancia radiológica de materiales metálicos* en aspectos como la formación del personal, los procedimientos de actuación y los instrumentales, así como los relacionados con la gestión de incidentes y el análisis de la experiencia adquirida.
- La infraestructura técnica y los sistemas de formación nacional relacionada con la seguridad nuclear y la protección radiológica deben mantenerse al día y renovar constantemente sus estructuras y equipamientos humanos y tecnológicos, evitando la pérdida del conocimiento generado, que puede producirse ante circunstancias que se han detectado, como:
 - Limitaciones que afectan a laboratorios acreditados para la calibración instrumental, servicios de dosimetría interna y dosimetría biológica.
 - Posibles fusiones de empresas que operan en el área nuclear, o reducciones de capacidad de entidades españolas relacionadas con la ingeniería, servicios, fabricación, formación e investigación.
- Las administraciones de todos los países avanzados están implantando sistemas de administración electrónica, para modernizar sus servicios, aproximarlos más a los ciudadanos y entidades

que los demandan, y hacerlos más accesibles, flexibles y ágiles. El CSN, que ya ha iniciado la implantación de estos sistemas, debe continuar impulsándolos

- Existe un consenso en considerar que, para ser eficaces y eficientes los organismos reguladores deben, entre otras cosas, alcanzar y mantener un nivel adecuado de competencia, desarrollar sus funciones en los plazos y con el coste adecuados, y buscar la mejora continua de su funcionamiento. El Consejo debe continuar implantando las acciones derivadas de los programas de mejora ya iniciados, y acometer otros nuevos.
- Tanto en el ámbito nacional como en el internacional, las relaciones entre instituciones, organismos y administraciones están sufriendo una profunda modificación. Los esquemas basados en las buenas relaciones y en la colaboración ocasional se están reforzando para dar paso a redes de relaciones estables en las que los participantes se apoyan mutuamente, trabajando de forma coordinada, y complementando sus respectivas capacidades para dar un mejor servicio a la comunidad. El Consejo debe potenciar sus relaciones con otros organismos e instituciones participando en las estrategias de coordinación.
- El logro de una gestión excelente de la organización hace cada vez más necesario conjugar adecuadamente los aspectos de desarrollo profesional de las personas, tales como la formación, el desarrollo de capacidades técnicas, el trabajo en equipo y la gestión del conocimiento, y los relativos a su desarrollo personal y social. Las actividades del Consejo están basadas en el conocimiento, por lo que es necesario maximizar la contribución de todas las personas que trabajan en el Organismo al mejor cumplimiento de la Misión.

1.3. Resultados estratégicos

Con la implantación del Plan Estratégico, el Consejo pretende maximizar el valor que aporta a la

sociedad. Al contrario que en las organizaciones con ánimo de lucro, este valor no puede medirse a partir de datos económicos, sino que está relacionado con el cumplimiento de la misión del CSN (la seguridad de las instalaciones y actividades), la adecuada gestión de los recursos, y la credibilidad que sus actuaciones merecen.

Para poder determinar de forma objetiva que el Plan Estratégico ha sido correctamente definido e implantado, el propio Plan establece que deben obtenerse los siguientes resultados:

En relación con la seguridad y la protección:

- Ningún accidente en centrales nucleares en el que se produzca un daño sustancial al núcleo del reactor.
- Ningún accidente de reactividad en fabricación de combustible, piscinas de combustible o contenedores.
- Ningún efecto determinista debido a sobre exposiciones en las instalaciones reguladas.
- Ninguna liberación de material radiactivo desde las instalaciones reguladas que cause un impacto radiológico adverso sobre las personas, los bienes o el medio ambiente.
- Ningún suceso que implique la pérdida de control de material nuclear (durante su fabricación, transporte, almacenamiento o uso) o el sabotaje contra una instalación nuclear.
- Ninguna degradación, estadísticamente significativa del funcionamiento de una central nuclear.
- Ninguna pérdida de control de fuentes radiactivas de alta actividad en territorio nacional.
- Como máximo, dos pérdidas de control de fuentes radiactivas de baja actividad en territorio nacional, en un año.

En relación con la gestión y organización del Organismo:

- No existen impedimentos de tipo regulador para la utilización segura y lícita de las radiaciones.
- La eficiencia de la gestión del CSN mejora de forma continua, y sus recursos son los adecuados para el cumplimiento de la Misión.
- El CSN dispone de profesionales motivados, con la formación adecuada y con una elevada cultura de seguridad.

En relación con la credibilidad social del Consejo de Seguridad Nuclear.

- Los grupos de interés están debidamente informados e implicados en los procesos del CSN.

Partiendo del análisis de estos resultados, se implantará una sistemática de evaluación y mejora continua de la estrategia, la planificación operativa, la estructura y los procesos. Esta sistemática, requiere el establecimiento de objetivos concretos de mejora, basándose en análisis internos, y considerando las opiniones de los grupos de interés y evaluaciones independientes. También requiere un análisis del cumplimiento de dichos objetivos y la ejecución de medidas correctoras.

1.4. Estrategias, objetivos y actividades

Partiendo de la Misión y la Visión, considerando los análisis del entorno, y con objeto de alcanzar los resultados estratégicos incluidos en el propio plan, se establecen tres estrategias sobre las que se basaran las actuaciones futuras del CSN. Estas estrategias son las siguientes:

Seguridad de las instalaciones y actividades

Conseguir que los titulares operen las instalaciones de forma segura, lo que implica la evolución continua del sistema regulador para reforzar la responsabilidad de los titulares y su cultura de

seguridad. Potenciar en todos los sectores y agentes implicados las actuaciones orientadas a la protección de las personas y del medio ambiente.

Gestión y organización

Conseguir que el uso de los recursos del CSN, de las Administraciones Públicas y de los titulares, sea lo más cercano posible al óptimo, manteniendo los niveles de seguridad y de protección exigidos.

Credibilidad social

Conseguir que los ciudadanos, instituciones y titulares confíen en que el CSN está desarrollando

bien su Misión. Para alcanzarlo, el CSN tiene que ser percibido como un Organismo independiente, eficiente, riguroso y fiable, proporcionando a las partes interesadas información clara y precisa de sus programas de actuación, facilitando la participación y demostrando que su actuación es independiente y objetiva.

El plan establece para cada una de las estrategias una serie de objetivos que, a su vez, se desarrollan en actividades. En las figuras 1.1, 1.2 y 1.3 se representan de forma esquemática, para cada estrategia, los objetivos, actividades y resultados establecidos.

Figura 1.1. Seguridad de las instalaciones y actividades

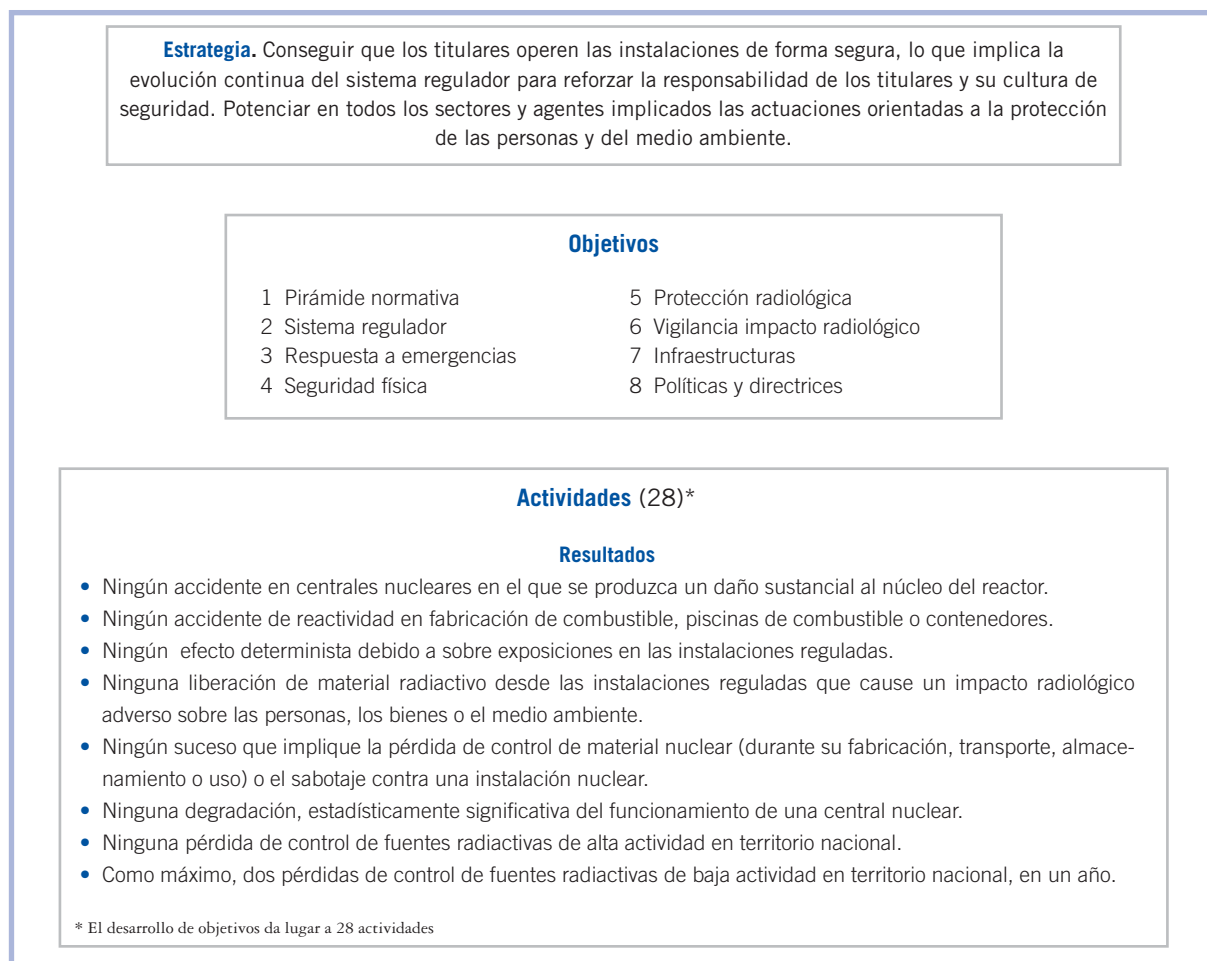


Figura 1.2. Gestión y organización

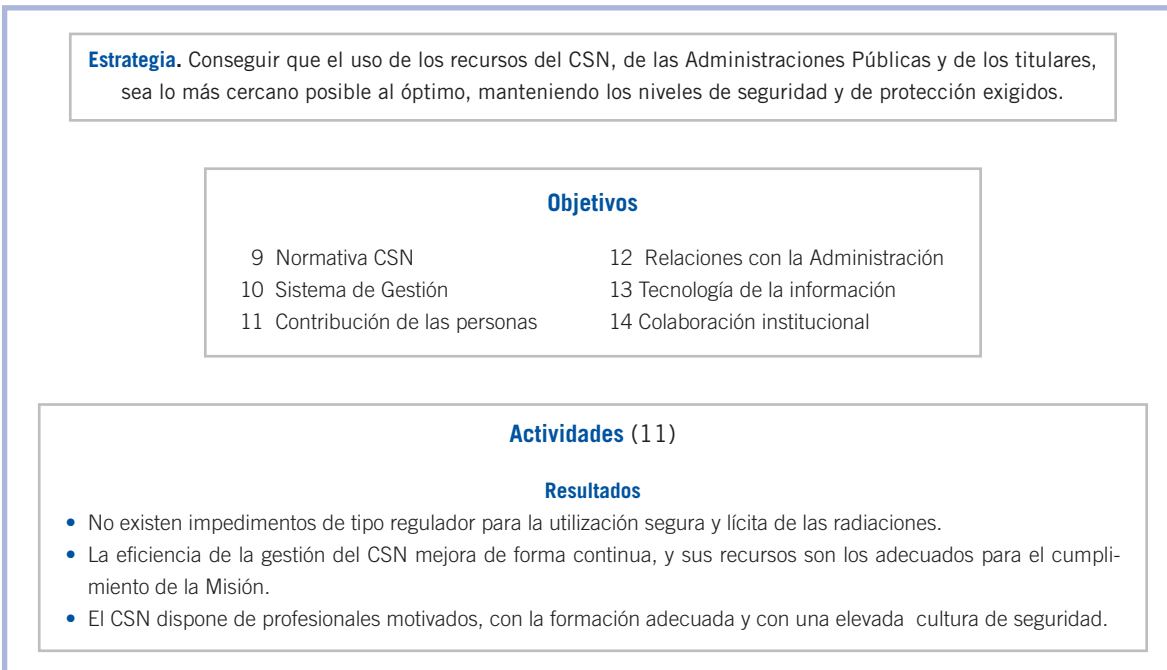
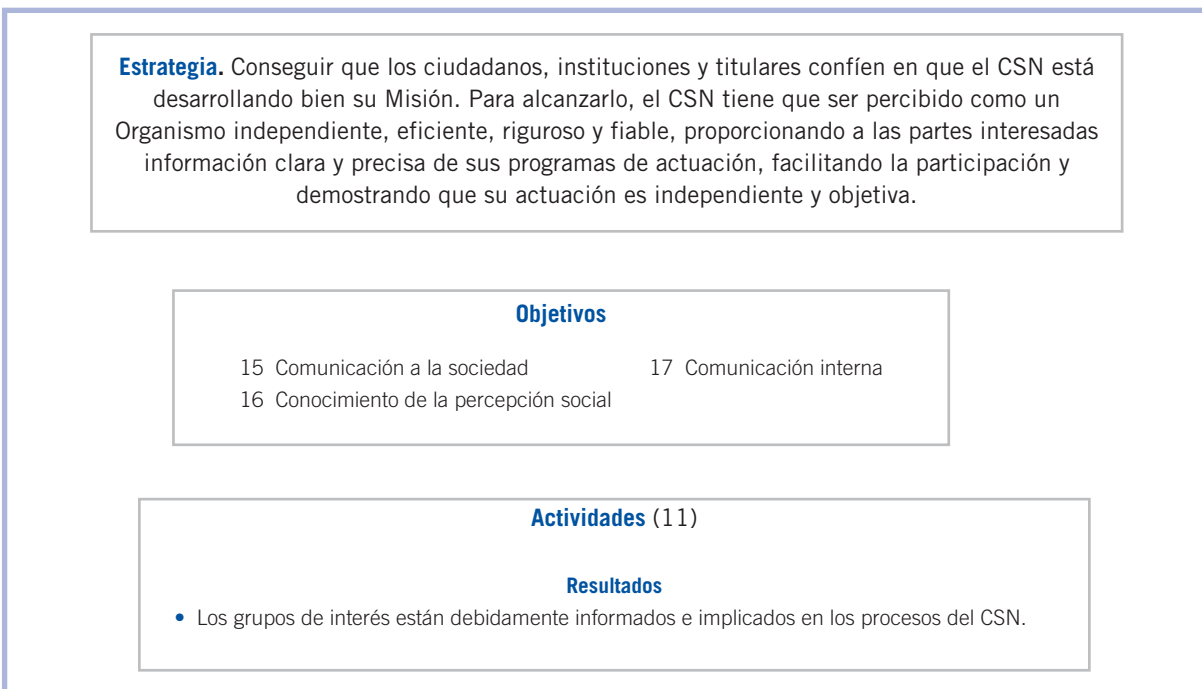


Figura 1.3. Credibilidad social



1.5. Implantación del Plan Estratégico

El Plan Estratégico es un documento dinámico que deberá mantenerse actualizado. Y cada dos años se realizará un análisis formal de su vigencia. En el año 2005 se iniciará la implantación de un sistema de seguimiento y evaluación del cumplimiento del plan estratégico, cuyos resultados y conclusiones se irán incorporando a futuros informes anuales al Parlamento (Congreso de los Diputados y Senado).

Teniendo en cuenta las estrategias y objetivos reflejados en el Plan Estratégico, y de acuerdo con lo definido en el nuevo modelo de planificación que se describe en el apartado 13.12, el Consejo ha establecido los objetivos para el año 2005. Estos objetivos se han desplegado a niveles inferiores por cada unidad de la organización y, siempre que ha sido posible, se han asociado a indicadores cuantitativos que facilitarán la valoración de su grado de cumplimiento. Toda la información anterior se ha referido a cada uno de los objetivos del Plan Estratégico, y constituye el núcleo del Plan Anual de Trabajo para el ejercicio 2005. Se utilizará como

referencia para la aplicación del modelo de productividad adicional por cumplimiento de objetivos.

La elaboración del Plan Estratégico ha sido un proceso laborioso que ha requerido tiempo y dedicación. Aunque su aprobación formal se ha producido en el año 2005, durante el 2004 ya se han acometido algunas de las actividades incluidas en él. Estas actividades se describen a lo largo del presente informe anual, siendo de destacar las siguientes:

- Diseño e implantación del nuevo modelo de planificación. Ver apartado 13.1.2.
- Finalización del proyecto de Reingeniería de Procesos. Ver apartado 13.1.3.
- Adaptación del plan de formación con el Plan Estratégico, se ha llevado a cabo para el Plan de Formación del 2005.
- Inicio de la implantación del SISC. (Se analiza en apartado 2.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento) de este Informe.

2. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones

2.1. Centrales nucleares

2.1.1. Aspectos generales

2.1.1.1. Marco legislativo y reglamentario

Para el control de la seguridad nuclear y la protección radiológica de las instalaciones nucleares España dispone de un sistema legal establecido en la Ley de Energía Nuclear de 1964, que fue modificada parcialmente por la Ley 54/97 del Sector Eléctrico.

El Consejo de Seguridad Nuclear fue creado por Ley 15/1980 como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, separando de forma efectiva las actividades relacionadas con la promoción y el fomento de la energía nuclear (que continuaron siendo competencia de la antigua Junta de Energía Nuclear, JEN) de las labores de control, evaluación e inspección, que asume el CSN. En 1986 la JEN se convirtió en el Centro de Investigaciones Energéticas, Tecnológicas y Medioambientales (Ciemat). La Ley 14/1999 de Tasas y Precios Públicos por Servicios Prestados por el CSN introduce en sus disposiciones adicionales diversas modificaciones de la Ley 15/80, aumentando las competencias del CSN en materia de emisión de normativa (artículo 2, apartado a), de actuaciones sancionadoras (artículo 2, apartado e), de control radiológico de todo el territorio nacional (artículo 2, apartado g) y de planificación de emergencias (artículo 2, apartado f).

El ordenamiento vigente fija asimismo las responsabilidades de los explotadores u operadores de instalaciones o actividades nucleares en relación con los daños nucleares, estableciendo un sistema de indemnización que se corresponde con los tratados y convenciones internacionales en la materia.

En desarrollo del régimen fundamental descrito se han dictado, entre otros, el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, por medio del Real De-

creto 1836/1999, y el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, por medio del Real Decreto 53/1992. Este último ha quedado derogado por el Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el nuevo *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, en el que se traspone la Directiva 96/29/Euratom, que recoge los nuevos criterios recomendados en la publicación número 60 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica.

2.1.1.2. Sistema de inspección y evaluación

El Consejo de Seguridad Nuclear tiene asignada por la Ley 15/1980 la inspección y el control de las distintas etapas del proyecto de las centrales nucleares y del funcionamiento de las mismas (artículo 2, apartados c y d), y la función de emitir informes preceptivos y vinculantes al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio sobre las solicitudes de autorización presentadas por los titulares (artículo 2, apartado b).

El CSN está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. El objetivo de esta función inspectora es asegurar el cumplimiento de las condiciones previstas en la autorización y la correcta aplicación de los documentos oficiales de explotación aprobados.

Las funciones de inspección y control del CSN se centran en las siguientes actividades:

- Inspecciones periódicas para comprobar el cumplimiento de las condiciones y requisitos establecidos en las autorizaciones.
- Evaluación y seguimiento del funcionamiento de la instalación, comprobando los datos, informes y documentos enviados por el titular, o recabando nuevos datos cuando se estima necesario.
- Apercebimientos a los titulares, si se detecta una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, informándoles de los mecanismos correctores.

Tabla 2.1. Características básicas de las centrales nucleares

	José Cabrera	Almaraz	Ascó	Vandellós II	Trillo	Garoña	Cofrentes
Tipo	PWR	PWR	PWR	PWR	PWR	BWR	BWR
Potencia térmica (MW)	510	U-1: 2.729 U-2: 2.729	U-1: 2.952,3 U-2: 2.952,3	2.940,6	3.010	1.381	3.237
Potencia eléctrica (MW)	160	U-1: 980 U-2: 984	U-1: 1.032,5 U-2: 1.026,25	1.087,1	1.066	466	1.096
Refrigeración	Mixta río Tajo Torres	Abierta embalse Arrocampo	Mixta río Ebro Torres	Abierta Mediterráneo	Cerrada Torres aportes río Tajo	Abierta Ebro	Cerrada Torres aportes río Júcar
Número de unidades	1	2	2	1	1	1	1
Autorización previa unidad I/II	27-03-63	29-10-71 23-05-72	21-04-72 21-04-72	27-02-76	04-09-75	08-08-63	13-11-72
Autorización construcción unidad I/II	24-06-64	02-07-73 02-07-73	16-05-74 07-03-75	29-12-80	17-08-79	02-05-66	09-09-75
Autorización puesta en marcha unidad I/II	11-10-68	13-10-80 15-06-83	22-07-82 22-04-85	17-08-87	04-12-87	30-10-70	23-07-84
Año saturación piscinas combustible unidad I/II	2015 (**)	2021 2022	2013 2015	2020	2043 (*)	2015	2009

(*) Dispone de almacén de contenedores en seco para combustible irradiado. (**) Año de saturación hipotético.

- Posibilidad de suspender el funcionamiento de una instalación o acordar la paralización de una actividad, por razones de seguridad, si se han desatendido los requerimientos anteriores o no se han constatado las correcciones necesarias para rectificar fallos de seguridad.
- Proponer al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la apertura de un procedimiento sancionador en caso de detectar alguna anomalía que pueda constituir infracción de las normas sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

El CSN dispone de una inspección residente en cada una de las centrales nucleares españolas constituida por dos inspectores, cuya misión principal es la inspección y observación directa de las actividades de explotación que se realizan en las centrales y la información sobre las mismas al CSN.

2.1.1.3. Resumen de la operación

En aplicación de lo establecido en las especificaciones técnicas de funcionamiento de cada central, los

titulares notificaron 39 sucesos, 13 menos que en el año 2003, de los cuales cinco se clasificaron como nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), siendo la clasificación del resto nivel 0; aunque en este año 2005 uno de los sucesos clasificado provisionalmente como nivel 1 en 2004, está en proceso de estudio y análisis.

Los sucesos clasificados en el nivel 1 son el resultado de anomalías en el régimen de funcionamiento autorizado que, aún cuando no tienen un impacto significativo en la seguridad, revelan la existencia de deficiencias en aspectos de seguridad que rebasan el régimen de explotación autorizado y que por tanto es preciso corregir; no teniendo impacto radiológico significativo en el interior, ni en el exterior de la central. Los sucesos clasificados como nivel 2 son incidentes que, o bien producen dosis a trabajadores por encima de las dosis anuales y/o conducen a la presencia de cantidades significativas de radiactividad en áreas no previstas y requieren acciones correcti-

Tabla 2.2. Resumen de los datos de las centrales nucleares correspondientes a 2004

	José Cabrera	Almaraz I/II	Ascó I/II	Vandellós II	Trillo	Garoña	Cofrentes
Autorización vigente	14-10-02	08-06-00 08-06-00	02-10-01 02-10-01	26-07-00	16-11-04	05-07-99	19-03-01
Plazo de validez (años)	3,5 30-04-2006	10/10	10/10	10	10	10	10
Número de inspecciones	21	31	32	16	25	22	25
Producción (GWh) I/II	1.246,211	8.521,614 7.829,508	8.074,68 7.238,08	9.032,032	8.535,972	4.049,59	9.148,106
Paradas de recarga I/II	No recarga en 2004	No recarga en 2004 (U-I) 03-10-04 30-10-04 (U-II)	04-09-04 07-10-04 (U-I) 13-03-04 10-04-04 (U-II)	No recarga en 2004	14-05-04 06-06-04	No recarga en 2004	No recarga en 2004
Simulacro emergencia	15-04-04	18-11-04	02-12-04	29-04-04	08-07-04	20-05-04	23-09-04
Supervisores	13	24	30	15	16	16	14
Operadores	15	29	28	18	16	21	20
Jefes de servicio de protección radiológica	3	2	4	3	2	1	4

vas, o bien con fallo significativo de las disposiciones de seguridad, pero en los que subsiste una defensa en profundidad suficiente para hacer frente a fallos adicionales.

En respuesta a la resolución 7ª de la Comisión de Industria, Comercio y Turismo de 14 de diciembre de 2004, *se solicita al CSN que antes del 30 de abril del 2005, informe de los incidentes ocurridos en las centrales nucleares durante el año 2004 que hayan podido ser debidos a errores humanos o a deficiencias de mantenimiento y las acciones adoptadas para evitar su repetición y que se incorpore al Informe Anual del 2004.* Todos los incidentes ocurridos en el año 2004 están explicados en el apartado e) *Sucesos* de cada una de las centrales nucleares.

Los sucesos clasificados como nivel 1 en la Escala INES durante 2004 ocurrieron en las centrales Santa María de Garoña, José Cabrera, Almaraz I, Almaraz II y Vandellós II.

El suceso de Santa María de Garoña supuso la salida no controlada desde la central de material contami-

nado con cobalto 60 no desprendible. El suceso ocurrió el 3 de febrero de 2004, fecha en la que se envió a las instalaciones de una acería externa a la central, un vehículo de transporte con unas 15 toneladas de materiales metálicos reciclables procedentes de la zona general de almacenamiento de material de libre circulación de Santa María de Garoña; al pasar por el pórtico de medida radiológica de la acería, se produjo la activación de la alarma de posible presencia de material radiactivo en la carga del vehículo. Se procedió a la descarga del envío, y se midieron y segregaron en un contenedor metálico las piezas que presentaban contaminación superficial no desprendible, cuyo peso total era 1.480 kg, algunas piezas presentaban una tasa de dosis en contacto de 40 $\mu\text{Sv/h}$, con una tasa de dosis en contacto con el exterior del contenedor de 1,2 $\mu\text{Sv/h}$, considerándose éste último, sin importancia significativa desde el punto de vista radiológico. El día 6 de febrero de 2004, mediante un transporte cualificado, el material segregado retornó a la central, pasando unos 1.000 kg al taller de descontaminación y clasificándose el resto como material de libre circulación. La

salida de la central de material contaminado con Co-60 se debió a un error de supervisión, por el cual este material quedó almacenado en el recinto de materiales de libre circulación, cuando debía haber sido confinado y controlado. Dentro de las medidas correctoras, el titular está elaborando un procedimiento para el control radiológico del material que sale de la central, e instalar un pórtico de medida radiológica para controlar dichos materiales.

Los siguientes tres sucesos clasificados como nivel 1 en la *escala* INES, fueron debidos a un error sistemático en la calibración de la instrumentación de nivel de los generadores de vapor. Dicho error, con una causa común radicada en la deficiente información proporcionada por el fabricante suministrador, afectó de modo simultáneo a las centrales nucleares José Cabrera (29 de julio de 2004) y a las dos unidades de Almaraz (5 de agosto de 2004); habiendo sido detectado el problema inicialmente en la primera, y tras iniciar consultas debido a sus posibles implicaciones genéricas, se detectó su presencia en las dos últimas, de ahí el decalaje existente entre las fechas de identificación. En todos los casos, los transmisores involucrados eran de medida de presión diferencial, y el error se debió a una calibración por presión estática en sentido contrario al requerido por el montaje del transmisor, lo que producía el efecto no conservador de retrasar ligeramente el disparo del reactor por bajo nivel en los generadores de vapor. Los titulares han demostrado mediante cálculos termo-hidráulicos que en ningún momento la seguridad de la central se vio comprometida al disponerse de márgenes de seguridad razonables, y consideran como causa del error los informes de calibración suministrados por el fabricante, con datos de partida incorrectos que no se correspondían con el montaje de los transmisores en planta, y que no fueron detectados durante las calibraciones periódicas realizadas a los mismos.

Por último, el suceso clasificado preliminarmente como nivel 1 en la *escala* INES, es el suceso ocurrido en la central Vandellós II, el 25 de agosto de

2004, en el que se produjo la rotura de una boca de hombre del sistema de agua de servicios esenciales, tren B. (en adelante sistema EF). La clasificación final en la *escala* INES con los datos que se están analizando a lo largo del período de reparaciones y operación, podría alcanzar el nivel 2.

En este suceso se detectaron importantes deficiencias en la gestión del titular que llevaron a no corregir los problemas de corrosión generalizada identificados en inspecciones internas durante varios años y que afectaban a ambos trenes del sistema, a no darle la importancia debida a una fuga identificada en el mes de mayo, con anterioridad a la rotura, en la misma boca de hombre que el 25 de agosto rompería durante una maniobra de arranque de la bomba B del sistema, a no gestionar el suceso con la transparencia adecuada y a no presentar un plan de resolución aceptable para restablecer los niveles de seguridad de la central nuclear.

Se están analizando las causas técnicas de la degradación del sistema y que podrían deberse a debilidades del diseño de la tubería, una vigilancia inadecuada —en 1999 se suprimió la realización de la prueba hidrostática a realizar con carácter periódico para la detección de posibles fugas en las tuberías y posteriormente tampoco se realizaron medidas de espesores en determinadas bocas de hombre, tal y como se recomendaba en la inspección realizada en el año 2000— y un mantenimiento ineficaz de las superficies de las tuberías del sistema. Junto con las causas técnicas, se analizarán las causas organizativas.

Por todo ello, el titular deberá presentar en los primeros meses de 2005 un Plan de actuación para su aprobación por parte del CSN. A continuación se describe de forma resumida este incidente⁽¹⁾.

¹ Dada la relevancia de este suceso el CSN ha publicado en su página web externa varios informes detallados sobre el mismo. En el próximo informe anual 2005 se incluirá el seguimiento de las acciones derivadas.

- El día 25 de agosto de 2004, estando la central al 100% de potencia, se produjo la rotura circunferencial de una boca de hombre del tren B del sistema de agua de servicios esenciales. En las inspecciones visuales que realizó el titular, se encontró que la causa de la rotura era un fenómeno de corrosión generalizada que afectaba a todo el cuello de la boca, pero especialmente en la parte inferior de dicho cuello. El titular llevó la central a *Modo 3* de operación y se procedió a la reparación de la boca de hombre que había fallado. Posteriormente, se reparó la boca de hombre del tren A del sistema, situada en la posición análoga a la primera, que también estaba afectada por el fenómeno de corrosión.
 - El 27 de agosto mientras se estaba procediendo a la reparación de la boca de hombre del tren A, se produjo una pérdida de energía exterior que afectó a la alimentación eléctrica del tren A, al no estar operable dicho tren esta pérdida de energía eléctrica no tuvo ningún efecto sobre la disponibilidad de este tren.
 - Asimismo, el 28 de agosto el titular detectó un *rezume* en una boca de hombre del tren B, distinta de la que había fallado y procedió a su reparación instalando un refuerzo de hormigón armado alrededor del cuello de dicha boca de hombre.
 - El 29 de agosto el titular procedió al arranque de la central, tras la realización de unos cálculos de espesores mínimos de las tuberías de acero de las bocas de hombre, que pretendían justificar su integridad estructural.
 - Durante los días 20 a 23 de septiembre y 6 y 7 de octubre de 2004, se llevó a cabo una inspección multidisciplinar de sistemas por el CSN, en la cual se requirieron al titular los informes que contenían los cálculos de espesores mencionados y las medidas de espesores realizadas a todas las bocas de hombre. Tras una primera revisión de los mismos, los inspectores mostraron su desacuerdo con las conclusiones de los citados informes. En respuesta a ello, entre los días 10 y 20 de octubre de 2004, el titular procedió a instalar un refuerzo adicional con hormigón armado, como medida temporal hasta la parada de recarga de marzo de 2005, en todas las bocas de hombre.
 - El 26 de octubre de 2004, el titular remitió al CSN un *Plan de acción*, basado en un análisis de causa raíz de la degradación ocurrida en el sistema EF, que incluía un plan de reparaciones definitivas de las bocas de hombre, que se llevaría a cabo en la próxima parada de recarga, así como acciones encaminadas a corregir deficiencias en los métodos de trabajo que de alguna manera habían contribuido a la degradación por corrosión externa del sistema.
 - El CSN, consideró que el refuerzo temporal de hormigón instalado debía ser incrementado en las bocas de hombre de 800 mm, situadas en las líneas de impulsión de ambos trenes del EF; que el análisis de causa raíz no había sido realizado con una metodología adecuada a la importancia de la degradación detectada, y que, en consecuencia, el plan de acción no tenía el alcance y el contenido necesario para corregir adecuadamente la situación ni las deficiencias de gestión organizativa que habían dado lugar a que se produjeran. Por tanto, en carta del CSN de 17 de noviembre de 2004, se establecieron una serie de requisitos para corregir las deficiencias mencionadas.
 - La reparación definitiva del sistema se previó realizarla durante la parada de recarga para el mes de marzo de 2005.
- El sistema de agua de servicios esenciales (EF) tiene como función transferir las cargas térmicas procedentes de otros sistemas o componentes necesarios para la seguridad de la planta tanto durante las operaciones normales de explotación, como en caso de accidente, descargando la carga térmica al Mar Mediterráneo para su dispersión final.
- El sistema suministra agua de refrigeración (agua de mar) a los cambiadores de calor de agua de refrige-

ración de componentes (EG), a los condensadores del sistema esencial de agua enfriada (GJ), a los cambiadores de calor del sistema de los generadores diesel de emergencia (KJ) y al sistema de lavado de rejillas (DC), con el caudal necesario para cumplir los requisitos de la operación normal, arranque, parada y después de un accidente base de diseño.

El sistema tiene redundancia, es decir consta de dos subsistemas (trenes o lazos A y B) similares o independientes entre sí, cada uno con una bomba, del 100% de capacidad y totalmente independientes existiendo una tercera bomba de reserva también del 100% de capacidad, que se puede conectar a cualquiera de los dos trenes. Uno de los dos trenes esta normalmente parado, con arranque manual. La bomba de reserva está aislada hidráulicamente del tren en servicio y con su interruptor extraído. Por tanto se establece que la pérdida del tren en servicio del EF provocará el disparo de planta a medio plazo, ya que el agua del sistema de agua de refrigeración de componentes (EG) no sería refrigerada. Los trenes A y B operan en circuito abierto.

El agua empleada por el sistema EF es agua de mar y por tanto no tiene ninguna contaminación radiactiva, las fugas o roturas de este sistema son solamente importantes porque reducen la capacidad de refrigeración del sistema.

En el suceso del 25 de agosto de 2004 se produjo la pérdida completa del tren B, por tanto en ese momento solo quedaba el tren A que, aunque degradado, no ha llegado a fallar en ningún momento. En el caso de que se hubiera producido también la pérdida completa del tren A, aún existía la posibilidad de refrigerar el reactor a través del secundario con la turbo-bomba de agua de alimentación auxiliar y evitar el fallo de los sellos de las bombas de refrigerante del reactor por medio de la bomba de prueba hidrostática ya que dicho fallo, de producirse, daría lugar a una pérdida del inventario del refrigerante del reactor en una si-

tuación en la que no estaría disponible la inyección de seguridad. Con el funcionamiento correcto de la turbo-bomba y de la bomba de prueba hidrostática se podría estabilizar el reactor y asegurar su refrigeración mientras se establecían otros medios adicionales de refrigeración del reactor.

Dado que no se produjo el fallo del tren A, ni la ocurrencia de otros sucesos que hubieran requerido la actuación de otros sistemas de seguridad de la central, el fallo del tren B no ha afectado a la refrigeración del reactor y no ha tenido ninguna consecuencia para los trabajadores, población o medio ambiente. Sin embargo es una exigencia de seguridad el mantenimiento de la redundancia de trenes de manera que existan amplios márgenes de seguridad. En este caso la rotura del tren B y la degradación existente del tren A han supuesto una reducción significativa de esos márgenes requeridos, lo cual no es aceptable. Por eso se han realizado actuaciones en la central para recuperar márgenes, y en la recarga de 2005 está previsto alcanzar una recuperación completa de los mismos. También es necesario asegurarse de que no existen otras degradaciones de márgenes y de que se aprenden y aplican las lecciones derivadas de este suceso para evitar la ocurrencia de degradaciones significativas en el futuro.

La clasificación final del suceso, según la escala INES, se está analizando en función de los resultados de las inspecciones realizadas durante la recarga, es posible que sea nivel 2. El suceso no tuvo repercusión radiológica ni dentro ni fuera del emplazamiento, por lo que la clasificación deberá realizarse considerando los criterios de *defensa en profundidad*, analizando las condiciones de inoperabilidad del sistema antes y después de producirse la rotura de la boca de hombre. Asimismo, deberán considerarse los factores adicionales que recoge el Manual INES: fallos debidos a causa común, insuficiencia de procedimiento y deficiencias en la cultura de seguridad.

En respuesta a la resolución 30ª de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio de 14 de diciembre

de 2004 *Se insta al CSN a que supervise los trabajos necesarios que los titulares de las centrales nucleares españolas lleven a cabo para analizar el suceso de degradación del sistema de agua de servicios esenciales de Vandellós II, para identificar e implantar lecciones aprendidas de ese suceso que sean aplicables a su central, es fundamental que dicho análisis incluya aspectos de factores humanos y organizativos que hayan sido determinantes en la no-detección de este suceso y de cualquier tipo de degradación, dentro del Informe Anual 2004*, el CSN está preparando una comunicación genérica a todas las centrales nucleares para que analicen el suceso ocurrido en Vandellós II, y todo el seguimiento y las acciones derivadas serán incluidas en el próximo Informe Anual 2005.

De los 39 sucesos notificados, nueve fueron considerados provisionalmente como *potencialmente significativos* y cinco como *potencialmente genéricos* por el *Panel de Revisión de Incidentes (PRI)* del CSN, siendo cuatro de ellos potencialmente genéricos y potencialmente significativos a la vez. Un suceso se clasifica como potencialmente significativo si se considera necesario un seguimiento posterior de las medidas correctoras implantadas, o bien si puede conllevar la solicitud de adopción de alguna medida adicional a las propuestas por el titular. Las clasificaciones presentadas son aún provisionales porque el PRI no procede a realizar la clasificación definitiva en tanto se mantenga abierto el seguimiento posterior del suceso, de sus acciones correctoras, o de la evolución posterior de la central nuclear. De los sucesos de años anteriores, clasificados definitivamente por el PRI a lo largo de 2004, no se ha detectado ninguna desviación respecto a la clasificación provisional asignada.

2.1.1.4. Temas genéricos

Se denomina tema genérico a todo problema identificado de seguridad que puede afectar a varias centrales y que conlleva un seguimiento especial por parte del CSN. El seguimiento puede incluir el envío de cartas genéricas a las centrales nucleares soli-

citando el análisis de aplicabilidad de nuevos requisitos, la remisión de documentación a las áreas especialistas del CSN para la evaluación de las respuestas enviadas por los titulares, la realización de inspecciones por parte de las áreas especialistas del CSN, y otras acciones de menor frecuencia e importancia.

Los temas genéricos pueden tener su origen en el análisis de sucesos ocurridos en las instalaciones nucleares en operación, en programas específicos de investigación o en los nuevos requisitos emitidos por el país origen del proyecto de las centrales nucleares.

Los titulares de las instalaciones nucleares españolas, además de analizar la aplicabilidad de los temas genéricos que identifica el Consejo de Seguridad Nuclear como resultado del seguimiento que lleva a cabo de la experiencia operativa nacional e internacional, también incluyen aquellos emitidos por la *Nuclear Regulatory Commission (NRC)* de EEUU (caso de las instalaciones de diseño estadounidense) y por las autoridades alemanas *Kerntechnischer Ausschuss (KTA)*, *Gesellschaft für Reaktor Sicherheit (GRS)*, *Strahlenschutz Kommission (SSK)*, para el caso de la central nuclear de Trillo. Si el Consejo de Seguridad Nuclear concluye que un tema es aplicable a una instalación española, independientemente del origen de su diseño, solicita su análisis.

Cada central remite al CSN un informe anual de nuevos requisitos en el que debe quedar constancia documental del análisis sistemático de estos temas genéricos. En este informe, además de los resultados obtenidos para cada tema analizado, se debe indicar el estado de implantación de las acciones correctoras y su fecha prevista de finalización. El CSN evalúa la idoneidad de los análisis realizados, de las acciones correctoras propuestas y de los plazos previstos de implantación, de acuerdo con la importancia de cada nuevo requisito, incluyendo su revisión como parte de las inspecciones que regularmente lleva a cabo.

El CSN puede requerir a los titulares de las centrales nucleares un análisis de aplicabilidad inmediato

de los temas genéricos más relevantes para la seguridad, que por su importancia o premura no permiten demorar el conocimiento de su evaluación hasta la recepción del informe anual de nuevos requisitos; pudiendo llevar a cabo inspecciones para comprobar la idoneidad del análisis realizado, así como de las acciones correctoras implantadas y sus plazos de ejecución. Este es el caso del suceso de descalibración de los medidores de nivel de los generadores de vapor, detectado por técnicos del CSN en la central nuclear José Cabrera, a consecuencia de unas medidas correctoras erróneas adoptadas para resolver otro suceso anterior con la misma problemática, y que fue analizado e identificado posteriormente en ambas unidades de la central nuclear de Almaraz.

Durante el año 2004 los temas genéricos más relevantes han sido los siguientes:

- *Disparo del reactor por actuación de la protección del transformador auxiliar, y arranque y acoplamiento del generador diesel.*

El origen de este tema genérico, radica en el suceso que tuvo lugar el 2 de julio de 2003, en la central nuclear Almaraz II, estando la unidad al 70% de potencia durante el proceso de subida de carga tras la parada del día 28 de junio, se produjo una parada automática de reactor por disparo de turbina más P7 (potencia superior al 10%) debido a la activación del relé de protección de grupo, por la actuación del relé de sobreintensidad a tierra del transformador auxiliar de grupo, ocasionado por una falta eléctrica en el motor de una bomba A de condensado. La causa se identificó en que el citado motor estaba mojado con agua procedente de una fuga a través de una junta, deteriorada por envejecimiento, de la línea de venteo de la bomba B de condensado, que fue la que indujo la avería. Tras la recuperación de la planta sin incidencias, se hizo crítico el reactor el día 2 de julio y se acopló el día 3 a la red nacional. Se analizaron las causas del mencionado suceso, llegándose a determinar su carácter genérico al haberse producido algunas ano-

malías de tipo eléctrico importantes que requerían un análisis específico por parte del resto de las centrales nucleares españolas, con el fin de determinar si podrían reproducirse en sus plantas las mismas anomalías y, en tal caso, tomar acciones correctoras de tipo preventivo para evitarlas. Las acciones correctoras esperables referentes al sistema eléctrico se concretaron en:

- Revisar los circuitos de disparo de interruptores de motores de media tensión, determinando si existen dispositivos de protección similares que puedan causar la inhabilitación del disparo cuando éste es requerido, considerando aquellas incidencias que requieren el disparo y simultáneamente pueden conducir a su inhabilitación.
- En tal caso, realizar las modificaciones que mejoren el diseño evitando la ocurrencia del problema ocurrido en Almaraz II.
- Realizar un reanálisis de las protecciones de sobreintensidad de barras normales, transformador auxiliar de grupo y transformadores de arranque, especialmente desde el punto de vista de selectividad.
- Si se encuentran deficiencias, realizar las acciones apropiadas para subsanarlas.

Tras realizar la revisión de la información remitida por los titulares de las centrales nucleares españolas en sus Informes anuales de experiencia operativa, se detectó que el análisis del mencionado ISN en unos casos no se había realizado y, en otros casos, había sido insuficiente. Por ello se solicitó, por medio de una Instrucción técnica, que realizaran un análisis de dicho suceso o su revisión para la inclusión de aspectos no contemplados en la versión remitida al CSN. En la actualidad se están evaluando las respuestas recibidas a dicha instrucción

- Orden de la NRC EA-03-009: *Establecimiento de inspecciones internas de las tapas de las vasijas de los*

reactores de agua a presión. El CSN ha cursado una instrucción técnica a todas las centrales de agua a presión (PWR) para dar respuesta a lo recogido en esta Orden, a la que se añadió el envío de un inventario de las áreas del circuito primario en las que está presente el Inconel 600 y los materiales de soldadura asociados Inconel 82/182. Del análisis de las respuestas se ha determinado la necesidad de que todas las centrales PWR españolas procedan a inspeccionar las áreas del presionador cuyo material sea Inconel 600 o Inconel 82/182. En las paradas de recarga del año 2005 Vandellós II, Almaraz I y Ascó II inspeccionarán estas áreas; previsiblemente se hará extensivo este requisito a Almaraz II y Ascó I en las paradas de recarga del año 2006. El motivo de este requisito a las áreas del presionador se debe a la alta temperatura a la que funcionan estas áreas, lo que las hace más susceptibles al fenómeno de corrosión conocido como *Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC)*. El futuro programa de inspecciones dependerá de los resultados de los proyectos de investigación que a nivel internacional se están desarrollando con estos materiales, en cuanto a determinación de energías de activación, velocidad de crecimiento de grieta, influencia del proceso de fabricación, influencia de la microestructura del material, tensiones residuales, etc.

En lo referente a las inspecciones de las penetraciones de las tapas de las vasijas las centrales siguen el programa establecido en la Orden de la NRC transmitida por el CSN. Así, en el año 2004, Almaraz II realizó una inspección visual robotizada de la tapa, no detectándose fugas. Cabe señalar que está pendiente de determinar si las tapas nuevas con penetraciones de Inconel 690 y soldaduras de Inconel 52/152 deben seguir o no los requisitos de inspección establecidos en la Orden de la NRC. En este sentido el CSN ha otorgado una subvención al Ciemat para que analice el estado del arte habiéndose comprometido Unesa a

continuar los procesos de investigación que sean necesarios para determinar el grado de susceptibilidad al fenómeno PWSCC de los materiales que constituyen las nuevas penetraciones y soldaduras de las tapas de las vasijas de los reactores. Los resultados de estos estudios y de los que se llevan a cabo a nivel internacional permitirán establecer las inspecciones a realizar en estas tapas y la frecuencia de dichas inspecciones.

Con motivo de la susceptibilidad del Inconel 600 e Inconel 82/182 al fenómeno degradatorio PWSCC, las centrales españolas acometieron un proceso de sustitución de las tapas de las vasijas de los reactores. En el año 2004 Ascó II procedió a sustituir su tapa original por una nueva cuyas penetraciones son de la aleación Inconel 690 y las soldaduras de Inconel 52/152. Esto se suma a las sustituciones que ya se habían realizado en Almaraz I (año 1996), Almaraz II (año 1997) y Ascó I (año 2003). Vandellós II también tiene previsto la sustitución de su tapa original por otra nueva con penetraciones de Inconel 690 y soldaduras de Inconel 52/152.

- Bulletin 2003-2: *Fuga desde las penetraciones inferiores de la vasija e integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor.* En cuanto a las penetraciones de instrumentación del fondo de la vasija del reactor las centrales PWR españolas están realizando inspecciones visuales robotizadas a metal descubierto en las paradas de recarga, siguiendo las instrucciones del Bulletin 2003-02 y en respuesta a la Instrucción Técnica del CSN emitida como consecuencia de este Bulletin. Ascó I, Ascó II y Almaraz II han realizado estas inspecciones en las paradas de recarga del año 2004 y Vandellós II y Almaraz I las realizarán en las paradas de recarga del 2005. No se ha detectado ninguna señal de fuga de refrigerante a través de estas penetraciones en las inspecciones realizadas.

- Bulletin 2003-1 de la (NRC): *Impacto potencial de la obstrucción de los filtros de los sumideros de recirculación de emergencia en centrales PWR*, cuyo objeto es informar sobre los resultados de las investigaciones auspiciadas por la NRC, aplicables a centrales de agua a presión (PWR), sobre los posibles efectos adversos de la obstrucción de los filtros de las bombas de recirculación de sumideros, en los sucesos con rotura de líneas de alta energía que requieren recirculación con el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) o del sistema de rociado de la contención (CSS).

Se han realizado las inspecciones correspondientes, en cada una de las recargas que tuvieron lugar en el 2004, para verificar el estado de los sumideros (lay out). El CSN ha seguido, de cerca, la práctica en EEUU con la incorporación de las medidas a corto plazo que recomienda el Bulletin que se complementan con la GL 2004-02. Entre las acciones a corto plazo se destacan:

- Desarrollo de procedimientos específicos para este supuesto.
- Mejorar los procedimientos administrativos para controlar los materiales u objetos que pudieran afectar a los sumideros, fundamentalmente después de cada recarga.
- Revisar el diseño de los sumideros, rejillas y bombas para identificar su estado.

Por otra parte, se espera que en el primer trimestre del año 2005 se emita el SER de la NRC sobre la propuesta genérica de NEI que incluye un plan de acción que seguirá en vigor hasta su resolución definitiva que se espera en el 2007.

2.1.1.5. Análisis y evaluación de la experiencia operativa

La Guía de Seguridad 1.6 del CSN, *Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación*, especifica qué sucesos han de notificarse al CSN, en qué plazo debe hacerse desde que ocurrieron y qué información debe contener el informe sobre el incidente. En las especi-

ficaciones de funcionamiento de todas las centrales se definen detalladamente, de acuerdo con dicha guía, los criterios para determinar cuándo se han de notificar los sucesos. Para ello se establece un plazo de una hora ó de 24 horas en función de su importancia.

El CSN conoce la existencia de los sucesos por la notificación de las propias centrales y por medio de sus inspectores residentes. Analiza inmediatamente cada suceso para su clasificación en la escala INES, su importancia para la seguridad y su posible impacto genérico; y refleja las conclusiones de este análisis en un registro informatizado. Los sucesos más significativos para la seguridad son objeto de una inspección e investigación detallada por parte del CSN; empleando sí se considera necesario, metodologías de análisis de causa raíz reconocidas internacionalmente.

Mensualmente se reúne el panel de revisión de incidentes (PRI) formado por representantes cualificados de todas las áreas del CSN competentes en seguridad nuclear. Este equipo analiza y clasifica cada suceso en función de su repercusión en la seguridad y de su carácter genérico, y determina si las acciones correctoras adoptadas por el explotador son adecuadas y suficientes. El panel levanta acta de las clasificaciones acordadas y de las medidas correctoras adicionales necesarias. De este modo se garantiza que todos los sucesos se analizan con un enfoque interdisciplinar.

El condicionado anexo al permiso de explotación de cada central requiere que el titular analice su propia experiencia operativa y la aplicación a su instalación de los sucesos notificados por las demás centrales españolas, así como las principales experiencias comunicadas por la industria nuclear internacional, principalmente los suministradores de equipos y servicios de seguridad.

Cada central remite un informe anual de experiencia operativa en el que se reflejan los resultados de esos análisis. El CSN con una frecuencia bienal, lleva a cabo una inspección monográfica a cada una de las instalaciones nucleares para comprobar el correcto tratamiento de la experiencia operativa.

El sistema internacional de notificación de incidentes IRS (Incident Reporting System), gestionado conjuntamente por la Agencia de Energía Nuclear (NEA) y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), es un sistema de intercambio de información detallada entre profesionales y sirve para que el organismo regulador de cada país notifique a los demás cualquier suceso que afecte potencialmente a la seguridad. El informe al IRS describe detalladamente el suceso, su importancia para la seguridad, las causas directas y raíces, y las acciones correctoras emprendidas; lo que permite a los receptores analizar la aplicabilidad de ese suceso a su país o instalación. El CSN informa al IRS de los sucesos más significativos ocurridos en las centrales nucleares españolas y recibe informes de los sucesos acaecidos en otras centrales del mundo.

Durante el año 2004 se ha remitido al IRS el informe sobre el suceso de Vandellós II: *Circumferential break of Essential Service Water (ESW) pipe at Vandellós II NPP, while operating at rated power*.

El CSN mantiene desde 1994 un programa de indicadores de funcionamiento que ha servido para comparar la tasa de frecuencia de cierto tipo de sucesos con los de centrales similares de EEUU, así como para seguir la evolución histórica de cada indicador en el parque español en su conjunto o individualmente. A partir del 2001, debido a la no disponibilidad de los datos correspondientes a las centrales de EEUU, el informe de indicadores cubre únicamente el segundo objetivo.

Los indicadores que tiene en cuenta el programa son:

- Promedio de paradas automáticas con reactor crítico.
- Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad.
- Promedio de sucesos significativos.
- Promedio de fallos de sistemas de seguridad.
- Tasa promedio de paradas forzosas.
- Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo por cada 1000 horas críticas comerciales.
- Promedio de exposición colectiva a la radiación.

En la figura 2.1.a se presenta la evolución de los indicadores de funcionamiento del conjunto de las centrales españolas en los últimos diez años.

En la figura 2.1.b se presentan los factores de disponibilidad, factor de carga, factor de operación de todas y cada una de las centrales nucleares españolas durante el año 2004, así como la evolución del factor de disponibilidad, del factor de carga y del factor de operación en el período 1990-2004. (Estos datos de la figura 2.1.b fueron aportados por Unesa).

Entre los principales hallazgos del programa del año 2004 a nivel global, cabría destacar lo siguiente:

- A largo plazo, todos los indicadores, a excepción de *Promedio de paradas automáticas con reactor crítico* y *Promedio de sucesos significativos*, manifiestan una tendencia decreciente a lo largo de los diez años analizados. A corto plazo, también son decrecientes casi todos los indicadores, observándose crecimiento en los tres últimos años tan sólo en uno de ellos, la *Tasa promedio de paradas forzosas*:
 - *Promedio de paradas de automáticas con reactor crítico*: se mantiene un ligero crecimiento de este indicador a largo plazo, aunque muy moderado respecto a los resultados del año pasado, que fueron motivados conjuntamente por la eliminación del dato correspondiente al año 1993, que fue muy elevado, y los valores de 1999 y 2002 que determinan la pendiente creciente de la gráfica a partir de este año. No obstante, en el último trienio se ha acentuado el cambio de tendencia de este indicador ya detectado el año pasado, pasando a ser claramente decreciente; lo cual es un hecho favorable que nos permite considerar bastante satisfactoria su evolución reciente.

Figura 2.1.a. Indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares

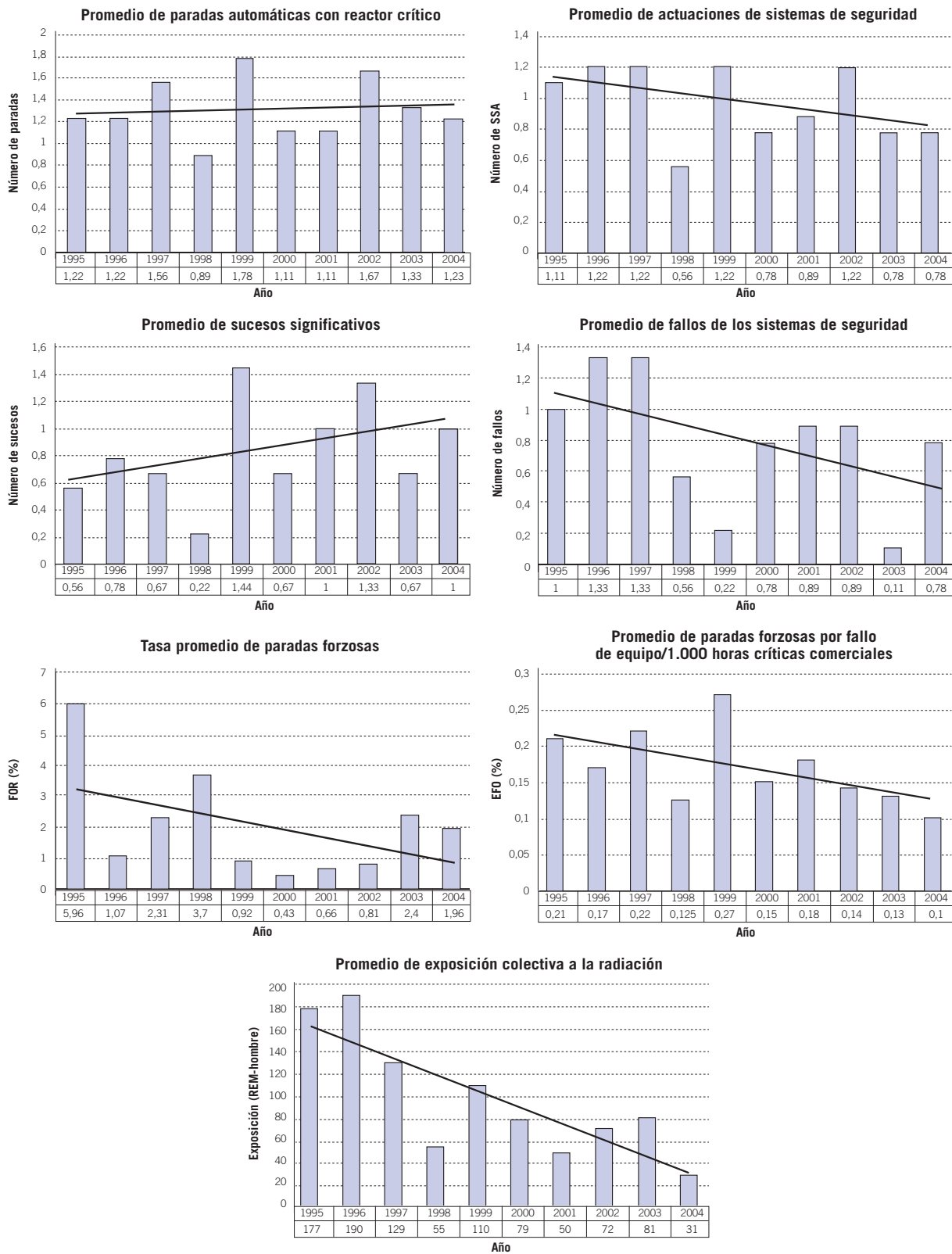
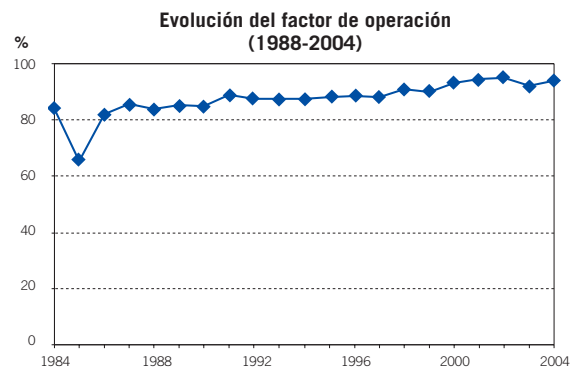
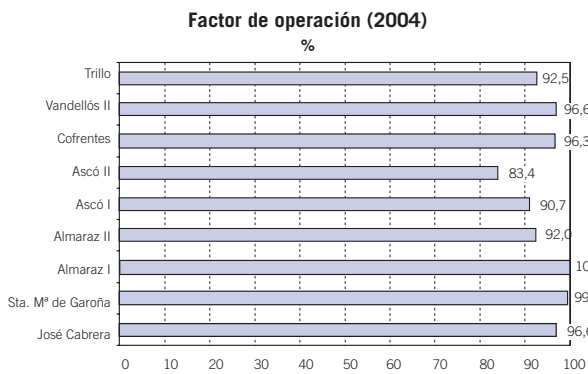
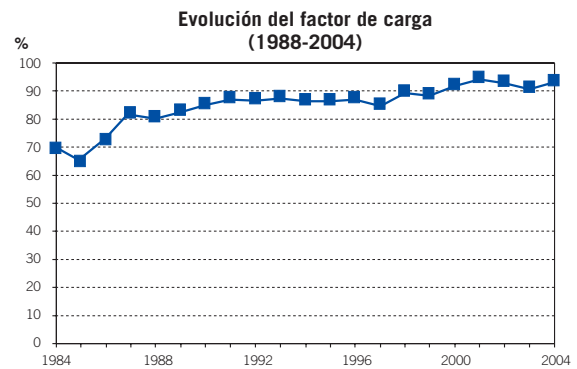
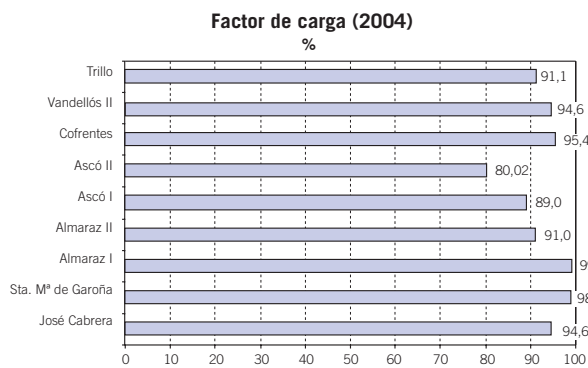
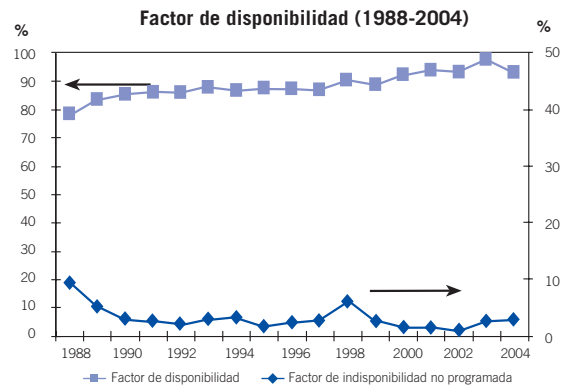
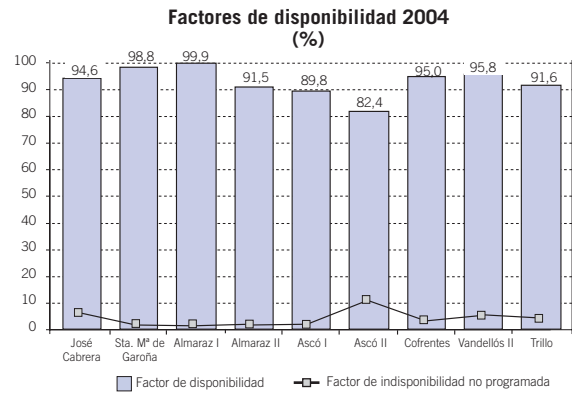
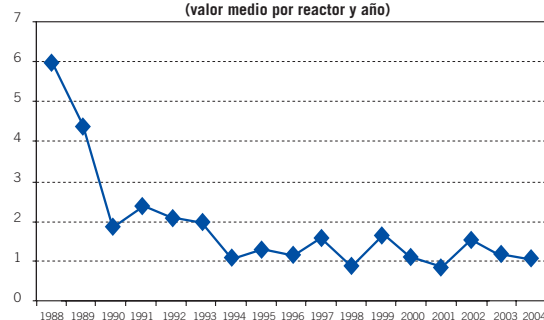


Figura 2.1.b. Parámetros de funcionamiento. Datos aportados por Unesa



**Paradas automáticas no programadas
(valor medio por reactor y año)**



- *Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad*: este indicador mantiene su tendencia favorable decreciente a largo plazo, y se mantiene el cambio de la tendencia a corto plazo, siendo ligeramente decreciente; lo cual es un hecho favorable y nos permite considerar satisfactoria la evolución a largo y corto plazo de este indicador. No obstante, se mantiene la tendencia creciente en los tres últimos años de la contribución de este indicador a potencia, fuertemente contrarrestada por la tendencia decreciente en paradas. Aunque se mantiene la vigilancia sobre esta tendencia a potencia, la evolución nos permite pronosticar una cierta estabilización para el año próximo, siempre y cuando se obtengan valores análogos a los del año 2004.
 - *Promedio de sucesos significativos*: se mantiene el cambio de tendencia de este indicador a largo plazo, siendo aún creciente por la contribución desfavorable de 1999 y de 2002, pero con una marcada evolución hacia la estabilización que se prevé materializada para el próximo ciclo. Síntoma de ello es el comportamiento del indicador a corto plazo, el cual mantiene su tendencia decreciente. Las contribuciones a potencia y en parada de este indicador también son decrecientes; por lo que se puede considerar satisfactoria la evolución global del mismo.
 - *Promedio de fallos de sistemas de seguridad*: el indicador manifiesta a largo plazo una clara tendencia decreciente que se puede observar, aunque menos acentuada, en los tres últimos años. Estas tendencias mantienen su reflejo en las contribuciones a potencia y en parada. Por lo tanto, se concluye que la evolución de este indicador es favorable a corto y largo plazo.
 - *Tasa promedio de paradas forzosas*: pese a que el indicador mantiene su tendencia decreciente a largo plazo, su evolución a corto plazo se mantiene creciente. La razón de esto, al margen de las consideraciones ya aludidas el año pasado relativas al comportamiento en 2003 por el alargamiento de las paradas para recarga; ha quedado marcada por las paradas forzosas de Ascó II ocurridas el 16 de octubre de 2004 y el 23 de noviembre de 2004, debidas a faltas eléctricas en las fases de su transformador principal, la segunda de las cuales obligó a una espera prolongada para la reposición de la fase dañada por falta de reserva. No se considera necesario un seguimiento específico de la evolución de este indicador.
 - *Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo por cada 1000 horas críticas comerciales*: este indicador mantiene su tendencia decreciente, tanto a largo como a corto plazo. Se considera su tendencia favorable, y ratifica la valoración de las causas del aumento del indicador anterior a corto plazo.
 - *Promedio de exposición colectiva a la radiación*: este indicador mantiene su tendencia decreciente a largo plazo, y manifiesta un cambio de tendencia favorable en los últimos tres años, recuperándose un marcado decrecimiento. La causa de esto radica en los valores favorables aportados por todo el parque nuclear español en el año 2004.
- En cuanto a los factores de causa contribuyentes de los sucesos notificados al CSN durante el último trienio, desglosados también por modo operativo de las centrales nucleares, se puede destacar:
- Las *Causas Administrativas* mantienen su tendencia favorable decreciente, tanto a potencia como en paradas.
 - El indicador de *Errores de personal con licencia* se estabiliza fuertemente, manifestando tanto a potencia como en paradas una ligera tendencia decreciente.

- El indicador de *Errores de Otro Personal* mantiene su tendencia favorable decreciente, tanto a potencia como en paradas.
- El indicador *Causas de Mantenimiento* mantiene su tendencia decreciente favorable, tanto a potencia como en paradas.
- Se mantiene la tendencia favorable del indicador *Causas de Diseño* decreciente a potencia, pero se observa un ligero crecimiento en su comportamiento durante paradas.
- Las *Causas Misceláneas* se estabilizan en el periodo 2004, siendo su tendencia ligeramente decreciente a potencia y no significativa en paradas.

2.1.1.6. Programas de mejora de la seguridad

Desde el inicio de la operación de las centrales nucleares españolas se han mantenido programas de revisión continua de la seguridad, con el objetivo de mantenerla al nivel requerido en las autorizaciones y mejorarla de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos.

Como manifestaciones concretas de esta política de revisión de la seguridad, merecen ser mencionadas las siguientes:

- Evaluación de los informes periódicos requeridos a los titulares sobre análisis de aplicabilidad de la nueva normativa (informe anual).
- Análisis de experiencia operativa propia y ajena (informe anual).
- Desarrollo de programas de revisión y actualización de la seguridad, destacando entre ellos el programa integrado para la realización de Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) de nivel 1 y nivel 2 para todas las centrales españolas. Este aspecto está específicamente desarrollado en la revisión de 1998 del programa integrado de APS.

A continuación se describen otros programas de mejora de la seguridad, en los que se produjeron avances significativos durante el año 2004:

2.1.1.6.1. Programas de revisiones periódicas de la seguridad

La Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de la central nuclear de Trillo abarcó los siguientes aspectos: Experiencia operativa, Experiencia relativa al impacto radiológico, Cambios en la reglamentación y normativa, Comportamiento de equipos, Modificaciones de la instalación, Análisis probabilista de seguridad (APS) y Actualización del estado de los programas de evaluación y mejora de la seguridad.

Tras su evaluación se concluyó la necesidad de emitir Instrucciones técnicas complementarias relativas a:

- La actualización de la documentación que afecta a la revisión de la RPS incorporando los comentarios del CSN, análisis de la normativa de origen Estados Unidos de América emitida en el periodo cubierto por la RPS que afecte a las bases de licencia de la central y que no haya sido analizada, incluyendo un análisis de aplicabilidad de la misma y, en su caso, un plan de acciones correctoras y su inclusión en el Estudio de seguridad.
- Asimismo se emitieron instrucciones técnicas complementarias relativas a la justificación de la calificación ambiental de algunos equipos y al desarrollo de un programa de estudios hidrogeológicos del terreno.

2.1.1.6.2. Programa de identificación y resolución de problemas. Programa de acciones correctivas

Dentro del programa de medidas para mejora del proceso regulador se identificó la tarea definida como: *Asunción por el titular de un sólido sistema de identificación de deficiencias y establecimiento, control y seguimiento de acciones correctivas*, cuyo desarrollo e implantación fue asignada a un grupo de trabajo, formado por representantes de las centrales nucleares y del CSN, el cual, para establecer el alcance,

homogeneizar y facilitar su implantación en las centrales, elaboró los documentos: *Guía para el programa de auto-evaluaciones, rev. G, julio 2003* y *Guía para el programa de acciones correctivas rev. G, julio 2003*, basados en documentos de organizaciones internacionales (OIEA y WANO) y de EEUU. Los programas de auto-evaluaciones y de acciones correctivas son la base de los sistemas de identificación y resolución de problemas de las centrales.

Los programas de identificación y resolución de problemas de las centrales deben ser una herramienta eficaz y transparente para identificar y resolver los problemas, reales o potenciales, que pueden afectar a la seguridad de la central, incluidos los de menor importancia que pudieran dar lugar a otros significativos. Asimismo, deben proporcionar confianza en que los titulares están identificando, evaluando y corrigiendo las deficiencias en los plazos adecuados a la importancia de las mismas. Entre otros mecanismos, incluyen los siguientes:

- Evaluaciones internas sistemáticas, comprendiendo evaluaciones independientes y auto-evaluaciones de todas las áreas relacionadas con la seguridad nuclear, la protección radiológica y la protección física de la central.
- Mecanismos de identificación de deficiencias y propuestas de mejoras en actividades rutinarias y no rutinarias de la planta.
- Un sistema integral y común de gestión, evaluación y resolución de las deficiencias, así como de las propuestas de mejora relacionadas con la seguridad de la central. Las deficiencias se deben categorizar, priorizar y resolver en plazos adecuados a su importancia para la seguridad. También deben contemplarse mecanismos para identificar y evaluar tendencias adversas en las deficiencias.

Actualmente las centrales se encuentran inmersas en el proceso de implantación de los programas de auto-

evaluación y de acciones correctivas y se espera que estén totalmente operativos para finales de 2005.

La implantación de los programas de auto-evaluaciones y de acciones correctivas se está llevando a cabo en dos fases. La primera ha tenido lugar desde septiembre del 2003 hasta diciembre del 2004 y ha consistido, fundamentalmente en la elaboración, por parte de cada una de las centrales, de los correspondientes procedimientos, a partir de las guías elaboradas, desarrollo de las bases de datos (BD) para la gestión programa de acciones correctivas, impartición de formación sobre los programas, elaboración de programas de auto-evaluación e iniciación de la carga de datos en la BD del programa de acciones correctivas. La segunda fase se llevará a cabo hasta diciembre 2005 y consistirá fundamentalmente en la aplicación, rodaje y mejora de los programas, en base a la experiencia de la fase de implantación.

El Consejo de Seguridad Nuclear, durante el año 2004 ha evaluado los procedimientos de las centrales y ha realizado visitas a todas las instalaciones para seguir la implantación de los programas. Adicionalmente, en noviembre de 2004 se realizó una inspección sobre la aplicación del programa de acciones correctivas en la central nuclear José Cabre-ra. A esta central se le había requerido la implantación del programa de acciones correctivas desde principios del 2003, dentro del conjunto de medidas para la mejora de la seguridad de la central. En el *Programa base de inspección* del año 2005 se han incluido inspecciones específicas de los programas de identificación y resolución de problemas de tres centrales, habiéndose realizado en el mes de febrero una inspección a la central de Trillo.

2.1.1.6.3. Factores humanos y organizativos en las instalaciones nucleares

El CSN viene realizando actuaciones para verificar que los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, ga-

rantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares.

La resolución decimoctava de la Comisión de Economía y Hacienda de 17 de diciembre de 2003 dice, *se insta al Consejo de Seguridad Nuclear a continuar verificando que los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares y además el CSN informará de estas actuaciones dentro del Informe Anual.*

La resolución vigésimo octava de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio de 14 de diciembre de 2004 dice, *se recomienda al CSN para que inste a Unesa y a los titulares de las centrales nucleares a impulsar la pronta implantación y a mantener su constante actualización de la que dará cuenta a esta Comisión dentro de su informe anual de forma periódica, en todas las centrales nucleares, de la Guía del Sistema de Gestión Integrada dando prioridad al desarrollo de los módulos relacionados con los aspectos de comportamiento humano y organizativo con impacto en la seguridad.*

Las principales actuaciones del CSN en relación a los temas descritos en estas dos resoluciones, con énfasis en los factores humanos y organizativos con impacto en la seguridad, se recopilan en los párrafos siguientes.

Implantación de sistemas de gestión de la seguridad y de gestión de inversiones en las instalaciones nucleares

En relación a los sistemas de gestión de la seguridad, en el 2003 el sector eléctrico presentó al CSN una propuesta para implantar este tipo de sistemas en las centrales nucleares. La central nuclear José Cabrera ya lo venía desarrollando a raíz de la condición establecida en su autorización de explotación en octubre de 2002. En los primeros meses de 2004 el CSN aportó comentarios al sector sobre la propuesta, a través de los grupos mixtos de trabajo CSN-Unesa. Finalmente, en julio de 2004, Unesa

emitió el documento Unesa CEN-10 (Rev. 0): *Guía del Sistema de Gestión Integrada.*

La guía establece el alcance y contenido que ha de tener un sistema de gestión integrada, incluyendo cinco grandes elementos: *Organización, Planificación, Ejecución, Evaluación y Acción.* El elemento *Organización* establece la necesidad de determinar la estructura, funciones y recursos, así como las responsabilidades de la organización, prestando también atención al tema de los factores humanos, a la comunicación y a la interfase con organizaciones externas. La guía incluye, dentro de los elementos *Planificación y Acción* el sistema de gestión de inversiones, cuya guía había sido aprobada previamente por el CSN en el año 2003. El desarrollo de una misión, visión, valores y políticas de la organización, la plasmación de los mismos en planes estratégicos a medio plazo y la concreción en planes operativos anuales, son compromisos inscritos en el elemento *Planificación* de estos sistemas. Dentro del elemento *Ejecución* se toma como referencia un modelo de procesos desarrollado por NEI (Nuclear Energy Institute de EEUU), que integra procesos estratégicos, operativos, de soporte y de mejora. Dentro del elemento *Evaluación* se incluyen evaluaciones externas, evaluaciones internas independientes y auto-evaluaciones de toda la organización. La guía establece, dentro de la evaluación del propio sistema de gestión integrada, la configuración del sistema como un sistema de aprendizaje que, dependiendo de las consecuencias, permite el ajuste de las estrategias de acción (aprendizaje en lazo simple) o la adaptación de las variables de gobierno (aprendizaje de doble lazo), como las políticas, objetivos, reglas, etc., en base a la experiencia.

La edición de esta guía en el 2004 representa un salto cualitativo importante en el sector nuclear español pues, aunque incluye muchos elementos existentes previamente, los integra en un sistema único y armónico, donde la gestión de la seguridad es una parte de un sistema de gestión integrada y, donde existe la potencialidad de desarrollar espe-

cialmente los aspectos humanos y organizativos que impactan en la seguridad. Esta guía de Unesa está en línea con las actuaciones internacionales, tanto de la industria nuclear como de otras industrias con altos requisitos de fiabilidad, para el desarrollo de sistemas de gestión integrada.

El paso siguiente acometido por el sector en el año 2004 fue el inicio de la implantación de esta guía en cada una de las centrales nucleares españolas, transponiendo los principios de la guía a los procedimientos específicos de cada planta. El programa de desarrollo preveía la implantación preliminar de estos procedimientos en septiembre de 2004 y la definitiva en diciembre de 2005. A lo largo del año 2004 las centrales, efectivamente, han desarrollado esos procedimientos, aunque no en su totalidad, manteniéndose la fecha compromiso de implantación definitiva.

Desde el CSN se han solicitado, y se están empezando a recibir, tales procedimientos específicos; con el fin de proceder a su evaluación y a diseñar una estrategia de seguimiento y supervisión del funcionamiento y resultados de estos sistemas de gestión integrada. En la actualidad esta estrategia del CSN pasa por incorporar dicha actuación al programa de supervisión de centrales nucleares (SISC) del CSN; lo que significaría, por tanto, el desarrollo de procedimientos de inspección de este tema, a lo largo de 2005.

Dado que la gestión de inversiones es un proceso más, incluido en los sistemas de gestión integrada, está previsto que la supervisión del CSN en este ámbito quede también enmarcada en la inspección de dichos sistemas. En el año 2004 los titulares han desarrollado ya los procedimientos de gestión de inversiones de cada central nuclear y han comenzado a aplicar esta sistemática para los presupuestos de 2005.

La situación de la central nuclear José Cabrera representa un caso particular, en cuanto a que ha ido

por delante al resto de centrales nucleares españolas en la implantación de sus sistemas de gestión de la seguridad. Esta situación se analiza más adelante en el apartado denominado, Actuaciones específicas en la central nuclear José Cabrera.

Programas de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos

Los programas de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos fueron requeridos por el CSN a las centrales nucleares de manera asociada a las revisiones periódicas de la seguridad, a partir de finales de 1999.

La motivación de esta solicitud fue la trascendencia de la intervención del ser humano, como individuo y como parte constituyente de una organización, en la explotación segura de las instalaciones nucleares; la cual es, a la vista de la ya dilatada experiencia de la industria nuclear y, en general, de las industrias con altos requisitos de fiabilidad, un hecho constatado.

De este modo, actualmente, la industria nuclear, los organismos reguladores y los organismos internacionales que abordan estos temas son conscientes, a la hora de velar por la seguridad de una instalación, de la necesidad de tener en cuenta aquellos factores que tienen capacidad para influir en la seguridad y eficiencia de las interacciones de las personas con las máquinas o con otras personas. Esta situación se refleja en numerosas declaraciones y compromisos adoptados por países y organizaciones nucleares. Basta recordar como ejemplo, por su extenso ámbito de aplicación que obliga a todos los firmantes, la Convención sobre Seguridad Nuclear hecha en Viena el 20 de septiembre de 1994, que fue firmada por España el 15 de octubre de 1994 y ratificada mediante instrumento del Ministerio de Asuntos exteriores firmado por S.M. el Rey el día 19 de junio de 1995. El artículo 12 de la Convención está dedicado a los factores humanos y reza así: *Artículo 12. Factores humanos: cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para velar por que se tengan en cuenta, a lo largo de*

la vida de una instalación nuclear, las capacidades y limitaciones de la actuación humana. [Boletín Oficial del Estado nº 236, pág. 29.051 (lunes, 30 de septiembre de 1996).]

Tras el requerimiento del CSN, todas las centrales nucleares españolas desarrollaron sus programas en organización y factores humanos, si bien estos no se pueden considerar aún a pleno rendimiento. Se estima que la completa implantación de programas de este tipo requiere de períodos de tiempo de unos cinco años, lo que significa que a lo largo de los ejercicios 2005 y 2006 estos programas ya deberían ir alcanzado una madurez suficiente.

Un elemento clave para el éxito de estos programas es la importancia de contar con especialistas en la materia. Tradicionalmente, la seguridad en las centrales nucleares, como se ha apuntado previamente, se concentró principalmente en la resolución de aquellos aspectos puramente ingenieriles, relacionados con la *máquina*. En este momento se está tratando de la evaluación y mejora de aspectos relacionados con el comportamiento humano y organizativo; aspectos estos prácticamente no contemplados hasta el momento entre las enseñanzas de los planes de estudio de las escuelas de ingeniería o las facultades de ciencias españolas. En consecuencia, parece obvio que si los temas deben ser tratados con el mayor rigor científico posible, se debería contar con el concurso de especialistas en estas materias para abordar estas evaluaciones y mejoras.

En definitiva se trataría de garantizar evaluaciones multidisciplinares, donde se analizaran de forma integradora los aspectos relacionados con la máquina, con las personas y con la organización, ya que todos ellos, conjuntamente, constituyen la central nuclear, la instalación. Una buena evaluación aislada de las partes no tiene por qué responder a una buena evaluación del conjunto. Esta situación de evaluaciones realizadas por equipos multidisciplinares es ya habitual en países más desarrollados.

Aunque las centrales nucleares están mejorando en la implantación de estos programas de organización y factores humanos, no todas cuentan aún con especialistas propios en otras disciplinas científicas diferentes a las puramente técnicas, especialistas que puedan aportar nuevos puntos de vista y estrategias en la resolución de temas relacionados con el clima laboral, motivación del personal, etc. En el año 2004, algunas centrales nucleares como Santa María de Garoña y Trillo – Almaraz han incorporado algunos especialistas en estas disciplinas.

Desde el CSN, a través de las inspecciones del estado de implantación de estos programas, iniciadas a finales de 2002, se está tratando de potenciar la mejora de estos aspectos. En el año 2004 se inspeccionó el estado de implantación del programa de las centrales nucleares de Trillo y Almaraz.

Inspecciones a procesos de integración

En el año 2000 se realizó una inspección del CSN a la asociación de centrales nucleares de Almaraz - Trillo, con el fin de comprobar el proceso seguido por el titular, el estado de implantación y las previsiones futuras en relación con la organización para la gestión conjunta. Este mismo tipo de inspección se repitió en el año 2001 para las centrales de Ascó - Vandellós II. En los dos procesos de integración se planteó una reducción de recursos humanos de plantilla, derivado de la optimización por la explotación conjunta. En el caso de Ascó-Vandellós II el inicio de la integración llevó asociado un expediente de regulación de empleo para todo el personal de plantilla que alcanzase los 52 años antes de finalizar el 2003. En el caso de Trillo-Almaraz el expediente de regulación de empleo se ha dividido en dos etapas y no se inició en el momento de la integración. En ambos casos, fruto de las inspecciones a los procesos de integración, el CSN transmitió al titular algunas posibilidades de mejora en aspectos puntuales.

En el caso de Ascó-Vandellós II, cuya integración y optimización de recursos humanos se inició antes

que la de Trillo-Almaraz, la fase más significativa de ese periodo de reducción de recursos finalizó en el 2004, lo que abre un momento oportuno para hacer balance y reevaluar la gestión de la instalación, reconsiderando la adecuación de los recursos humanos a la situación actual y a las necesidades futuras de la explotación segura de las plantas. Desde el CSN se está realizando un seguimiento de la actuación del titular a través de evaluaciones e inspecciones.

Instrucciones Técnicas Complementarias sobre reducción de recursos humanos y procedimiento de gestión de cambios organizativos

El 27 de julio de 2000 el CSN emitió para todas las centrales nucleares españolas tres Instrucciones Técnicas Complementarias (ITCs):

- En el plazo de seis meses, se deberá remitir al Consejo de Seguridad Nuclear un estudio donde se establezcan las exigencias de capacidad técnica y dotación mínima que debe tener cada departamento de la organización para garantizar que el titular ejerce un control efectivo sobre la explotación segura de la central.
- Los cambios que impliquen reducción de los recursos humanos dedicados a la realización de funciones relacionadas con la seguridad y la protección radiológica de la instalación, deberán ser analizados y documentados por el titular, antes de su implantación, para garantizar que se siguen desempeñando adecuadamente dichas funciones.
- En el primer trimestre de cada año, a partir de 2001, deberá remitirse al Consejo de Seguridad Nuclear un informe sobre las modificaciones o actuaciones relacionadas con la optimización de recursos humanos de su organización, en el periodo considerado.

En respuesta a la primera ITC, todas las centrales nucleares remitieron el estudio solicitado. El mismo fue revisado por el CSN y, como consecuencia,

a principios de 2002 se emitieron algunas cartas a los titulares con las conclusiones preliminares de la evaluación, en las que se solicitaban algunos análisis o justificaciones adicionales sobre aspectos puntuales del estudio. Las centrales respondieron a los mismos.

Como consecuencia de cambios organizativos que han afectado a sus *Reglamentos de funcionamiento*, las centrales José Cabrera y Santa María de Garoña remitieron al CSN a finales de 2004 la revisión de sus estudios de dotación mínima y capacidad técnica, adecuándolos a la nueva organización.

En relación a la segunda ITC, los titulares implantaron sus mecanismos de supervisión y control de los cambios. Todas las centrales nucleares desarrollaron e implantaron procedimientos administrativos específicos sobre el tema, en los que se establecen las responsabilidades, alcance y criterios de análisis y documentación a aplicar en la evaluación de tales cambios.

Adicionalmente a la propia ITC, desde el año 2002 el CSN viene impulsando a los titulares de las centrales nucleares a que el alcance de estos procedimientos se extienda a cualquier cambio organizativo que tenga lugar en la instalación, y no sólo a aquellos que signifiquen reducción de recursos humanos. Esta situación ya es un hecho en todas las centrales nucleares españolas, que cuentan con tales procedimientos de mayor alcance. Un elemento adicional es que todas las instalaciones nucleares han incorporado explícitamente entre sus funciones en seguridad nuclear y protección radiológica recogidas en los *Reglamentos de funcionamiento*, aquellas relativas a la implantación de un sistema de gestión de la seguridad que contemple el análisis, la supervisión y el control del impacto en la seguridad de los cambios organizativos, sea cual sea su naturaleza.

Finalmente, en respuesta a la tercera ITC, los titulares remitieron al CSN, en el primer trimestre de

los años 2002, 2003 y 2004 los informes anuales correspondientes a los años anteriores, donde se especificaban y justificaban los cambios ocurridos en esos años en relación a la optimización de recursos humanos.

En ese sentido, se considera que los titulares están respondiendo a los requisitos establecidos por el CSN para que supervisen y controlen el impacto que los cambios en sus dotaciones de personal pudieran tener en la seguridad.

Actuaciones específicas en las centrales nucleares de Vandellós II y de Ascó

Una actividad significativa en este ámbito está relacionada con los análisis requeridos a la central nuclear Vandellós II tras la identificación de deficiencias de gestión que permitieron que, en agosto de 2004, se produjera la rotura de una boca de hombre en una tubería del tren B del sistema de agua de servicios esenciales, encontrándose también degradados componentes equivalentes en el tren A.

Desde el CSN se requirió al titular la realización de análisis significativos, propios y externos, que identificaran las causas, incluyendo las organizativas y de gestión, que permitieron la degradación del sistema hasta condiciones inaceptables. En el propio CSN se creó un equipo de trabajo encargado de realizar un análisis independiente propio con el que contrastar los análisis y el plan de acción que se solicitó al titular para mediados de febrero de 2005.

Se espera que el plan de acción y las acciones adicionales que adopte el titular durante la parada de 2005 resuelvan satisfactoriamente estas deficiencias. El CSN seguirá realizando una supervisión detallada del plan de acción que desarrolle el titular y de su implantación.

De igual forma, y dado el elevado número de incidentes operativos relacionados con actuaciones humanas que se produjeron en 2004 en la central nuclear de Ascó, el titular decidió acometer un análisis

colectivo de los incidentes de este tipo acaecidos en los dos últimos años, remitiendo al CSN un plan con acciones de mejora. Desde el CSN también se creó un equipo de inspección que supervisó y valoró la adecuación de dicho plan.

Actuaciones específicas en la central nuclear José Cabrera

Al mismo tiempo, dada la situación especial de la central nuclear José Cabrera, que tiene ya una fecha anunciada de finalización de su explotación y considerando las consecuencias para la seguridad nuclear que se podrían derivar de esta circunstancia, esta central cuenta ya con una condición a su última autorización de explotación que le exigía el desarrollo y presentación para aprobación del CSN, antes del 14 de abril de 2003, de un *Sistema de Gestión Integrada de la Seguridad* para garantizar que dispone del personal necesario, debidamente cualificado y motivado, para la operación segura de la instalación hasta el cese definitivo de su operación”.

Esta propuesta fue presentada por el titular, habiendo sido sometida a evaluación y supervisión por el CSN a lo largo de 2003 y quedando un punto por resolver en relación a evaluaciones externas independientes del ápice estratégico. Como se indicó previamente al describir el estado de los sistemas integrados de gestión, Unión Fenosa Generación realizó en 2004 esa evaluación externa del ápice estratégico de la central José Cabrera, remitió una nota al CSN en la que informaba de los resultados satisfactorios y las líneas de mejora en que iba a continuar su actuación.

Así mismo, como parte integrante de su sistema de gestión de seguridad, la central nuclear José Cabrera contaba también desde el 14 de octubre de 2002 con otra condición en su autorización de explotación relativa a la necesidad de presentar a la apreciación favorable del CSN, antes del 14 de enero de 2003, una sistemática de gestión de inversiones relacionadas con la seguridad.

La sistemática de gestión de inversiones en seguridad de la central nuclear José Cabrera que, por tanto, también debía cubrir inversiones en aspectos organizativos, fue supervisada, evaluada e inspeccionada por el CSN a lo largo de 2003. En el 2004 se finalizó la evaluación y se consideró aceptable. Actualmente esta sistemática está ya implantada en la central nuclear José Cabrera.

Otra actividad significativa en este ámbito, también relacionada con la central nuclear José Cabrera, tiene que ver con el análisis organizativo que fue requerido a esta central tras los sucesos acaecidos a principios de 2002 en el sistema de agua de servicios esenciales. En octubre de 2002 una empresa consultora, con reconocida experiencia técnica e independiente de Unión Fenosa Generación, realizó un análisis organizativo de la central nuclear José Cabrera. Este análisis se centraba en tres aspectos fundamentales: estructura y dotación de personal, cultura de seguridad y proceso de revisión de bases de diseño. Las técnicas de análisis empleadas fueron la revisión de documentación y, muy especialmente, las entrevistas a una muestra significativa de personal de la instalación, del orden de 50 personas de plantilla y de contratas y con diferentes puestos de trabajo en la estructura organizativa de la instalación.

Como consecuencia de dicho análisis la central nuclear José Cabrera presentó al CSN en enero de 2003 un plan de actuación organizativa que fue aprobado por el CSN a finales de febrero de 2003. Este plan de actuación abordaba temas de dotación de personal en determinados departamentos, desarrollo de un plan de comunicaciones internas, desarrollo de un plan de futuro profesional, etc. Así mismo, el CSN requirió al titular la repetición sistemática del análisis organizativo anterior (entrevistas al personal) de manera que se pudiera valorar si las intervenciones del plan de acción diseñado por Unión Fenosa Generación estaban consiguiendo los objetivos de mejora perseguidos en la central. En el año 2003 se realizaron sendos análisis

adicionales, en abril y en octubre, y el titular desarrolló indicadores específicos basados en esta aproximación. En el año 2004 el titular volvió a repetir este análisis, con resultados adecuados.

Desde el CSN se ha realizado, y se pretende continuar en el tiempo restante de explotación de la instalación, un seguimiento minucioso de la evolución de estos aspectos.

Actuaciones específicas en la central nuclear de Trillo

Otra actividad significativa en el año 2004 ha sido la decisión de central nuclear de Trillo de someterse por propia iniciativa a la realización de un análisis organizativo, a través de una empresa externa independiente. Para ello, se ha utilizado una metodología específica que tiene sus orígenes en EEUU, fue desarrollada completamente en Canadá y, posteriormente, adaptada al entorno nuclear español en el marco de un proyecto de I+D con participación de Unesa, CSN y Ciemat. Esta metodología fue aplicada de forma exitosa para realizar análisis organizativos en las centrales nucleares de Santa María de Garoña en el año 2001, Ascó en el 2002 y Cofrentes en el 2003.

Esta metodología, de carácter preventivo, permite realizar un análisis de la organización y gestión de una central nuclear. Para ello se fundamenta en un modelo adaptativo de organización que deriva de la máquina burocrática de Henry Mintzberg y en un conjunto de factores organizativos con impacto en la seguridad. La metodología utiliza cuatro herramientas de toma de datos, que son: cuestionarios, entrevistas, BARS (Behavioural Anchored Rating Scales) y observaciones. El análisis sistemático de la cantidad significativa de datos obtenidos permite alcanzar conclusiones detalladas sobre los aspectos organizativos de la central nuclear.

Esta metodología fue aplicada en Trillo en el otoño de 2004, estando prevista la presentación al titular del informe final de resultados en abril de

2005. El titular adoptará las medidas de mejora a que hubiere lugar en función de los resultados del análisis.

Expedientes de regulación de empleo de las centrales nucleares de Trillo-Almaraz y de central nuclear de Cofrentes

En el año 2003 se aprobaron sendos expedientes de regulación de empleo en las centrales nucleares de Almaraz-Trillo y en la central nuclear de Cofrentes. En el caso de Almaraz -Trillo, el expediente de regulación de empleo es aplicable al personal de plantilla de los departamentos ubicados en ambas plantas (dado que en el 2001 ya se firmó un expediente para el personal de plantilla de los departamentos corporativos o comunes) que cumpla 58 años antes de finalizar el año 2007. En el caso de la central nuclear de Cofrentes es aplicable a todo el personal de plantilla que cumpla 58 años antes de finalizar el año 2006. En ambos casos se han realizado presentaciones al CSN sobre las características particulares de dichos expedientes de regulación de empleo y sobre los sistemas de gestión implantados y previstos para garantizar que no tendrán impacto negativo en la seguridad. Desde entonces se han mantenido reuniones técnicas de evaluación con los titulares. Está previsto que en el año 2005 continúe la supervisión de cada uno de ellos.

Personal de contrata

En febrero de 2004 se creó en el CSN un grupo multidisciplinar de trabajo encargado de elaborar un plan de acción en relación al uso y supervisión de empresas contratadas por los titulares de las centrales nucleares. Obviamente, entre los temas a abordar por este grupo está la verificación de los procesos empleados por los titulares para asegurar que los recursos humanos contratados garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad.

Dicho plan de acción se elaboró y, como parte del mismo, en el año 2004 se realizaron dos primeras inspecciones piloto, a las centrales nucleares de Trillo y Santa María de Garoña.

Programa de inspecciones del CSN

Finalmente, el CSN, a través de su programa de inspecciones, verifica si las actuaciones de los titulares en relación con cada uno de los temas que componen la seguridad nuclear y la protección radiológica son adecuadas y, en su caso, si pudieran estar siendo afectadas por los cambios en las dotaciones de personal. Así mismo, el CSN mantiene un seguimiento regular de los programas de formación del personal de las centrales nucleares y comprueba si los sucesos notificables que ocurren en las plantas pudieran tener su origen en causas asociadas a la gestión de recursos humanos.

Durante el año 2004 se han realizado 176 inspecciones a las nueve centrales nucleares en operación.

Dentro de estas inspecciones se incluyen cinco inspecciones multidisciplinarias informadas en el riesgo, para verificar la capacidad de unos sistemas de realizar la función para la que fueron diseñados. Estos sistemas se seleccionan de entre los más importantes para la seguridad en cada central, de acuerdo con su estudio de APS. Este tipo de inspecciones supone un esfuerzo de unos siete inspectores durante dos semanas, lo que viene a suponer el equivalente de, al menos, cinco inspecciones tradicionales. Con ello, el esfuerzo inspector es similar al de los dos años anteriores en que se realizaron 203 y 209 inspecciones en las centrales nucleares, respectivamente.

Con el objetivo de mejorar y reforzar la inspección y teniendo en cuenta la resolución 23ª de la propia Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, insta a *reforzar la inspección de las centrales nucleares para alcanzar el 100% del cumplimiento del programa base de inspección e implantar técnicas de inspección que prioricen los esfuerzos del personal del CSN y de los titulares en los aspectos más importantes para la seguridad*. Desde comienzos del año 2002, el CSN efectuó como primer paso de un proyecto más profundo, un seguimiento semanal de la planificación y ejecu-

ción del *Programa base de inspección*, con objeto de que el mismo se ejecute al cien por cien.

Durante el bienio 2003-2004 se ha cumplido totalmente el contenido del *Programa base de inspección*, que consiste en un conjunto de inspecciones para cubrir diferentes áreas significativas del funcionamiento de las centrales con una frecuencia de al menos una vez cada dos años. Las inspecciones planificadas del programa base del bienio 2003-04 eran 220 y se han realizado de forma efectiva 250 inspecciones, ya que algunas materias se inspeccionan una vez al año en lugar de una vez cada dos años. Entre estos temas se pueden citar las inspecciones a los simulacros anuales de emergencias, las inspecciones a los sistemas de seguridad física de las centrales y las inspecciones relacionadas con actividades que van asociadas a las recargas de las centrales y por tanto se inspeccionan una vez por recarga (cada 12 o 18 meses).

En lo que se refiere al esfuerzo en recursos humanos dedicados a las actividades de inspección a las centrales nucleares, se puede decir que este esfuerzo se viene incrementando sistemáticamente en los últimos años, si bien se estima que se ha llegado a un nivel en que será suficiente con mantenerse en el, sin nuevos incrementos. En los últimos años las horas dedicadas a estas inspecciones han sido las siguientes: 50.301 en 2004, 49.789 en 2003, 41.070 en 2002 y 31.389 en 2001. Para los años anteriores al 2001 el esfuerzo se mantenía estable en torno a las 30.000 horas. Con el nuevo modelo de inspección informado en el riesgo que se va a aplicar a partir del año 2005 se espera que un esfuerzo en torno a las 50.000 horas será suficiente para cubrir los objetivos de seguridad previstos.

Consideraciones sobre las actuaciones en este ámbito

Las aproximaciones como la regulación basada en procesos, que trata de asegurar que los procesos establecidos por el titular para realizar sus análisis responden a los mejores criterios disponibles inter-

nacionalmente y son ejecutados por expertos en la materia, están teniendo cada vez más aceptación entre los reguladores europeos. Es esa aproximación a la evaluación de los procesos implantados por los titulares, e incluso la potenciación de la implantación de tales procesos en los titulares cuando sea aplicable, lo que se está tratando de impulsar desde el CSN en este ámbito. Los sistemas integrados de gestión que se han empezado a implantar en las centrales nucleares durante el 2004 abundan en esa línea de actuación y deberán ser la plataforma sobre la que continuar vertebrando la mejora de los aspectos humanos y organizativos.

La incorporación de esa visión a la supervisión de estos aspectos, en el marco del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales SISC del CSN, será uno de los retos para el año 2005.

2.1.1.6.4. Inspecciones específicas en la central nuclear Santa María de Garoña de los manguitos de las penetraciones de los accionadores de barras de control (CRDs)

En las inspecciones realizadas durante las paradas de recarga en los años 1999, 2001 y con mayor profusión, durante la parada de recarga (PR) de 2003, se han observado nuevos defectos localizados en zonas diferentes a las consideradas usuales (*zonas por debajo de la raíz de la soldadura en J*), en manguitos que tienen instalado un sello mecánico. Según los informes de resultados de las inspecciones de las últimas paradas de recarga y las verificaciones realizadas en relación con los resultados de las inspecciones realizadas en la PR-2003 a manguitos que habían sido sellados, cinco en 1988 y uno en 1994, durante la inspección efectuada el 11 de marzo, las nuevas indicaciones de grieta aparecen, en zonas por encima de la raíz de la *soldadura en J* confinadas dentro del sello mecánico, y otras, por debajo de la raíz de la *soldadura en J* en el extremo inferior del sello mecánico, coincidentes con la junta de grafito del sello, probablemente en contacto con el agua del reactor.

A la vista de estas circunstancias, el CSN consideró la necesidad de que Nuclenor elaborara unos criterios para reorientar los planes de inspección futuros hacia planes más eficaces, de manera que con el uso de las técnicas de ultrasonidos más modernas pudiera ser posible de maximizar el conocimiento del estado de los manguitos, con el objetivo de cumplir los criterios de evitar la aparición de fuga durante el ciclo de operación y de mantener las garantías estructurales del manguito de las penetraciones de los *Control rod driving* CRDs, así como presentar el plan de contingencia que se aplicaría en el caso de superar el criterio de acción relacionado con la integridad estructural. Durante parte del año 2003 y 2004 se tuvieron diversas reuniones con Nuclenor con el objetivo de establecer el plan de actuación para la vigilancia de las penetraciones de los manguitos de las barras de control considerando la nueva situación. Durante las reuniones se trataron los siguientes puntos: a) elaborar los distintos criterios que tienen previsto seguir para definir el programa de inspección que se llevará a cabo durante la próxima parada para recarga de 2005; b) presentar el proceso que se pretende aplicar en caso de superar el criterio de acción relacionado con la integridad estructural, consistente en la reparación por expansionado (*rolling*); y c) presentar otra propuesta de contingencia más, consistente en la reparación por soldadura del tubo de alojamiento (*bousing*) al fondo de la vasija.

Hasta el momento se han instalado sellos mecánicos a 55 penetraciones sobre un total de 97, lo que supone un 55,7%. Respecto al resto de penetraciones, se ha comprobado que 31 no tienen defectos y que 11 tienen defectos con espesores remanentes superiores al establecido como límite (11,3%). El estado de la vasija, en cuanto a número de penetraciones selladas, con defectos o sanas, no ha variado dado que no ha sido necesaria la instalación de ningún sello nuevo sobre penetraciones que no estuvieran anteriormente selladas.

En relación con estos temas, durante el año 2004 Nuclenor presentó la propuesta de programa de inspección de los manguitos de las penetraciones de los accionadores de barras de control (CRDs) correspondiente a la parada de recarga de 2005, la cual fue evaluada por el CSN.

Así mismo, durante ese mismo año se discutieron diferentes aspectos técnicos relacionados con el objetivo y con los criterios para la aplicación del proceso de reparación por expansionado.

2.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento

Como se expresaba en el informe anual del año anterior, al final del año 2003 el Consejo no había decidido sobre la conveniencia de continuar con el programa ESFUC durante un nuevo periodo de valoración o suspenderlo, adoptando un nuevo modelo de supervisión del funcionamiento de las centrales, que mejore las características del mismo y disminuya sus inconvenientes.

A lo largo del año 2003 se había realizado un informe sobre cómo podría hacerse una adaptación a la regulación española del *Reactor Oversight Process* (ROP) de la U.S. NRC. Este informe elaborado por un grupo de personas del CSN y de Unesa llegaba a la conclusión de que no había problemas reglamentarios para hacer la mencionada adaptación (no había que modificar ninguna ley o reglamento aplicable a las centrales) y que únicamente habría que introducir modificaciones en la definición de algún indicador y sus umbrales, en la lista del *Programa base de inspección* y en el proceso de determinación de la importancia para la seguridad de los hallazgos. También habría que introducir adaptaciones menores en el proceso de toma de decisiones de la matriz de actuación y en los procedimientos sancionadores a los titulares en caso de infracciones reglamentarias.

En definitiva, no se aconsejaba por el grupo de expertos una aplicación directa del ROP a España, sino diseñar una adaptación del mismo que fuera

coherente con la reglamentación y las buenas prácticas españolas existentes, tanto por parte del CSN como de los titulares.

El Consejo acordó en mayo de 2004 suspender el programa ESFUC y que se realizase una adaptación del ROP a la situación de las centrales españolas. En julio de 2004 se elaboró por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) un programa de trabajo para desarrollar las diferentes fases de este modelo adaptado a España.

El nuevo programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales se denomina Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC) y entrará en vigor, de acuerdo con las previsiones, el uno de enero de 2006.

A lo largo del año 2004 se ha definido el programa base de inspección para todas las centrales (excepto José Cabrera), en el área estratégica de seguridad nuclear, y se ha realizado el desarrollo de los procedimientos necesarios para establecer la determinación de la importancia para la seguridad de los hallazgos de las inspecciones.

También durante este año 2004 se ha desarrollado un programa piloto a través de la realización de una inspección multidisciplinar informada en el riesgo, para analizar la capacidad actual de sistemas importantes para la seguridad, en las centrales de Cofrentes, Garoña, Trillo, José Cabrera y Vandellós II. Para el caso de Almaraz esta inspección se realizó en septiembre de 2003 y en Ascó se hará en el primer trimestre del año 2005.

De acuerdo con el plan de trabajo establecido por la DSN y aprobado por el Consejo, en junio de 2005 se podría empezar la fase piloto de aplicación del SISC, durante un periodo de seis meses, y posteriormente, iniciar de manera oficial el programa, en enero de 2006, a todas las centrales españolas en operación, excepto José Cabrera, por su situación

especial, ya que está decidida su parada definitiva en este año 2006.

A continuación se describe brevemente la filosofía del ROP, y por tanto la filosofía del SISC, ya que en la adaptación a España se va a mantener íntegra la filosofía del programa de supervisión adoptado por la NRC.

Los criterios que rigen el programa son los siguientes:

- Concentrar las inspecciones en las áreas con mayor riesgo potencial.
- Aplicar mayor atención a las centrales con peor comportamiento.
- Usar medidas objetivas del funcionamiento de las centrales.
- Proveer al público y a la industria de evaluaciones rápidas y entendibles sobre el funcionamiento de las centrales.
- Reducir la carga reguladora innecesaria en las centrales.
- Responder a las desviaciones o incumplimientos de una manera predecible y proporcional al riesgo.

El ROP tiene un planteamiento informado en el riesgo y está estructurado en áreas estratégicas y pilares de seguridad ordenados de forma lógica hacia el cumplimiento de la misión del organismo regulador (NRC). Hay tres áreas estratégicas: seguridad nuclear, protección radiológica y seguridad física, y siete pilares de seguridad ligados a las áreas estratégicas, que comprenden los aspectos esenciales de seguridad de explotación de la instalación. Unos resultados satisfactorios en los siete pilares de seguridad dan garantía razonable de que la misión del organismo regulador está siendo cumplida.

Los siete pilares de seguridad son:

- Sucesos iniciadores.
- Sistemas de mitigación de daños al reactor en caso de incidentes.
- Integridad de las barreras: vaina del combustible, barrera de presión y contención.
- Preparación para emergencias radiológicas.
- Protección radiológica del público.
- Protección radiológica ocupacional de los trabajadores de la central.
- Seguridad física.

Adicionalmente a los siete pilares, hay tres áreas transversales que son comunes a todos ellos:

- Comportamiento humano (factores humanos)
- Ambiente de trabajo sensible a la seguridad (cultura de seguridad)
- Programa de identificación y resolución de problemas por parte del titular.

Las deficiencias en estas áreas transversales normalmente se manifiestan como deficiencias en los pilares de seguridad y son a menudo las causas raíz de las mismas.

El proceso de supervisión de las centrales comienza con la recogida de información procedente de dos fuentes: los indicadores de funcionamiento, que son informados por la central a la NRC trimestralmente y las inspecciones, que son motivadas por diversas causas. El conjunto de indicadores e inspecciones supone que se cubren con un mínimo solape todos los pilares de seguridad y todas las áreas transversales. El proceso continúa con la evaluación

de esta información: para los indicadores, mediante la comparación de los valores informados con unos umbrales predeterminados, y para las inspecciones, mediante la determinación de la importancia para la seguridad de los hallazgos usando unos procedimientos establecidos que se denominan procesos de determinación de la importancia para la seguridad. Una vez clasificada toda la información de los indicadores (valores) y de las inspecciones (hallazgos) en bandas de colores prefijadas (verde, blanco, amarillo y rojo) en función de la gravedad de las deficiencias detectadas, con la combinación resultante de colores y pilares afectados se entra en la evaluación del funcionamiento del titular en el periodo de interés (normalmente se realizan valoraciones trimestrales); esta evaluación establece cinco niveles de actuación en una matriz de acción de mejor a peor en relación con la importancia para la seguridad. A cada nivel de evaluación le corresponden sendos niveles de información pública y de respuesta de la NRC hacia el titular para corregir la situación. Esta respuesta es gradual y proporcional a la importancia que para la seguridad tiene el comportamiento del titular y contempla reuniones a diversos niveles entre las direcciones del organismo regulador y del titular, vigilancia e inspecciones aumentadas y otras acciones. Asimismo, para estos casos la NRC se reserva su facultad coercitiva y sancionadora en función de los resultados de las inspecciones o sucesos acaecidos.

El ROP consta de 18 indicadores de funcionamiento repartidos entre los siete pilares de seguridad.

A su vez, el programa de inspección del ROP se compone de las siguientes partes:

- Programa base: se trata de un programa mínimo de inspecciones que está informado en el riesgo y que se lleva a cabo en gran parte por los inspectores residentes. Incluye, entre otras, las áreas no cubiertas por los indicadores y la verificación de la corrección de los valores de los indicadores informados.

- Inspecciones adicionales específicas por central: son realizadas cuando hay hallazgos significativos o cuando se superan los umbrales de los indicadores. Están más orientadas al diagnóstico y varían en alcance y profundidad.
- Inspecciones infrecuentes o motivadas por temas genéricos de seguridad. Los temas genéricos de seguridad pueden ser tratados mediante procesos de licenciamiento, instrucciones o comunicaciones o inspecciones puntuales.
- Inspecciones en respuesta a/o de seguimiento de sucesos. Varían en alcance y profundidad.

Tanto para los hallazgos como para los valores de los indicadores se establecen cuatro bandas de importancia para la seguridad, con sus correspondientes colores:

- Verde: muy baja.
- Blanco: entre baja y moderada.
- Amarillo: sustancial.
- Rojo: alta.

Todos los hallazgos o indicadores que no están en verde se usan como entradas a la matriz de evaluación para determinar el nivel de comportamiento y así determinar la respuesta de la NRC y del titular que sea necesaria.

En función de los resultados del *Programa de inspección* y de los *Indicadores de funcionamiento*, cada central se sitúa en uno de los cinco niveles de evaluación y a cada uno corresponde una respuesta gradual, que comenzando en el programa base de inspección (todo en verde), puede llegar en el peor nivel a la parada de la central e incluso a la suspensión de la autorización de explotación.

La adaptación del ROP y por tanto el desarrollo del SISC se va a realizar entre junio de 2004 y junio de 2005, de forma que se pueda empezar un programa piloto para el segundo semestre del año 2005.

En lo que ya se ha desarrollado en el año 2004, se puede adelantar que el SISC va a ser muy parecido al ROP en el área estratégica de seguridad nuclear. En el área de protección radiológica va a haber las modificaciones lógicas derivadas de las diferencias que hay entre la normativa europea y americana en estos temas de protección radiológica, lo que afectará a algún indicador y algunos umbrales de los indicadores y en menor medida a los programas de inspección. En lo que se refiere a la seguridad física, las diferencias entre el SISC y el ROP van a ser sustanciales, aunque manteniendo la filosofía general, ya que la normativa española y americana es bastante diferente en este caso, así como las funciones que tiene encomendadas el CSN y la NRC en la supervisión de estos aspectos en las centrales nucleares de los respectivos países.

2.1.1.8. Protección radiológica de los trabajadores

Programas de reducción de dosis

En 1977 la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) aprobó unas recomendaciones básicas (publicación nº 26) que suponían la entrada en vigor de un sistema de protección radiológica basado en tres principios básicos: justificación, optimización y limitación de la dosis individual, que fue refrendado y reforzado en las nuevas recomendaciones de la ICRP adoptadas en 1990 (Publicación nº 60).

Estos tres principios básicos están incorporados a la legislación española mediante el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, cuya última revisión ha sido publicada en 2001.

El principio de optimización, que tiene una jerarquía reconocida sobre los otros dos principios, constituye la base fundamental de la actual doctri-

na de la protección radiológica y se formula en los siguientes términos: *todas las exposiciones se deben mantener en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.*

En el sector núcleo eléctrico la aplicación práctica del principio de optimización (o principio Alara) se realiza a través de los denominados programas de reducción de dosis que, en esencia constituyen una estrategia para la gestión de los trabajos radiológicamente más relevantes mediante la que:

1. Se identifican aquellas tareas que suponen una mayor riesgo radiológico.
2. Se preparan y planifican dichas tareas en función de las implicaciones radiológicas del trabajo a desarrollar
3. Durante la ejecución de esas tareas se realiza el seguimiento necesario para identificar y controlar las desviaciones sobre la planificación previa y, si procede, tomar las acciones correctoras necesarias.
4. Se realiza una revisión posterior de los trabajos, analizando las desviaciones y sus causas con el objetivo de establecer futuras líneas de mejora.

Las tendencias actuales en los países tecnológicamente desarrollados consideran que la eficaz implantación del principio Alara necesita de un serio compromiso y motivación con dicho principio por parte de todos los estamentos de la organización de las centrales, desde los más altos niveles de gerencia, hasta los ejecutores directos del trabajo, pasando por todos los niveles de gestión en los distintos departamentos de la organización relacionados con las dosis ocupacionales.

En línea con estas nuevas tendencias en la aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica, el CSN dedicó sus esfuerzos desde 1991 a la definición de las pautas y criterios para asegurar dicho compromiso y a impulsar una doc-

trina cuyas bases se establecen en la Guía de Seguridad 1.12 del CSN *Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares*. La puesta en práctica de dichas bases ha estado condicionada por las peculiaridades propias de las distintas organizaciones de explotación, aunque todas ellas han respondido a un mismo esquema general:

1. Un nivel directivo o gerencial responsable de impulsar y aprobar la cultura Alara y los objetivos de dosis, y de proporcionar los recursos necesarios para desarrollar esta política
2. Un nivel de ejecutivos responsable de proponer la política Alara y los objetivos de dosis, así como revisar las iniciativas y analizar los resultados obtenidos, tomando acciones correctoras.
3. Un nivel de técnicos responsables de realizar el análisis, planificación, seguimiento de los trabajos, revisión de los resultados obtenidos y de proponer sugerencias de mejoras

Esta doctrina es aplicable tanto a la organización del titular de la instalación como a otras organizaciones externas que intervengan en procesos de diseño, construcción, modificaciones, explotación, desmantelamiento y clausura de la instalación, los cuales pueden implicar un riesgo radiológico significativo.

La puesta en práctica de esta doctrina se ha traducido en importantes modificaciones en las organizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas, en las que se han constituido comités multidisciplinares especialmente orientados a una eficaz implantación del principio Alara. Estos comités, en los que participan los responsables de los distintos departamentos de planta (mantenimiento, ingeniería, operación, protección radiológica, química, garantía de calidad, etc.), se reúnen periódicamente para concretar y planificar las acciones necesarias para cumplir con ese objetivo; en dichas reuniones se presta especial atención a aque-

Tabla 2.3. Dosis colectivas por recarga

Centrales nucleares	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽¹⁾	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽²⁾	% dosis colectiva ⁽³⁾
Asco I	1.974	448	23
Asco II	1.667	614	40
Trillo	460	213	46
Almaraz II	1.803	381	21

(1) Promedio de las recargas realizadas en el período 1991-2000.

(2) Recarga del año 2004.

(3) El valor representa el porcentaje de la dosis colectiva de la recarga del 2004 respecto a la dosis promedio del período 1991-2000.

llas actividades de planta que son más significativas desde el punto de vista radiológico.

Uno de los objetivos básicos de estos comités ha sido la mejora de la gestión y la planificación de los trabajos asociados a las paradas de recarga del combustible, puesto que estos trabajos contribuyen entorno al 85% de la dosis colectiva anual de las plantas. Fruto de este proceso de mejora emprendido desde 1991 es la reducción que las dosis colectivas de recarga han experimentado en el conjunto de las centrales españolas. En la tabla 2.3 se presenta, para las centrales en las que ha tenido lugar parada de recarga, la comparación entre la dosis colectiva de recarga del año 2004 con la dosis colectiva media de recarga en el periodo 1991-2000. Estos datos dosimétricos de recarga están obtenidos a partir de la dosimetría de lectura directa (dosimetría operacional).

Dosimetría personal

En el apartado 7.1 del capítulo 7 de este informe se describen los sistemas seguidos en España para efectuar el control dosimétrico de los trabajadores expuestos del país.

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2004 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 6.077 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente⁽²⁾. Estas lecturas dosimétricas supusieron

una dosis colectiva de 3.068 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,31 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,61% de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (2.610 mSv.persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.131 trabajadores y una dosis individual media de 1,43 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 458 mSv.persona, con un total de 1.971 trabajadores y una dosis individual media de 0,88 mSv/año.

En cuanto a la dosimetría interna se llevaron a cabo controles, mediante medida directa de la radiactividad corporal, a todos los trabajadores con riesgo significativo de incorporación de radionucleido y en ningún caso se detectaron valores superiores al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

En las tablas 2.4, 2.5, 2.6 y 2.7 se presenta información desglosada de la distribución de la dosis individual media y colectiva entre las distintas cen-

² Los datos se obtienen del banco dosimétrico nacional, que tiene en cuenta el hecho de que haya trabajadores que desarrollan su trabajo en más de una central nuclear, y que así mismo, pueden cambiar a lo largo del año, su condición de personal de contrata a plantilla y al contrario. Esto es el motivo por el que el número de trabajadores incluidos en las tablas 2.6 y 2.7 no coincide con los obtenidos como suma de las tablas 2.4 y 2.5.

Tabla 2.4. Dosis recibidas por los trabajadores de centrales nucleares. Personal de plantilla

Centrales nucleares	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual media (mSv/año)
José Cabrera	129	61	0,94
Santa M ^a de Garoña	296	51	0,51
Almaraz	404	23	0,40
Ascó	362	48	0,53
Cofrentes	369	255	1,61
Vandellós II	255	4	0,53
Trillo	222	16	0,41

Tabla 2.5. Dosis recibidas por los trabajadores de centrales nucleares. Personal de contrata

Centrales nucleares	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual media (mSv/año)
José Cabrera	199	126	1,37
Santa M ^a de Garoña	549	175	0,87
Almaraz	1.164	443	0,88
Ascó	1.395	1.179	1,64
Cofrentes	478	445	1,81
Vandellós II	484	49	0,74
Trillo	831	193	0,52

Tabla 2.6. Dosis recibidas por los trabajadores de centrales nucleares. Trabajadores de plantilla y de contrata

Centrales nucleares	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual media (mSv/año)
José Cabrera	328	187	1,19
Santa M ^a de Garoña	845	226	0,75
Almaraz	1.563	466	0,83
Ascó	1.756	1.227	1,51
Cofrentes	844	700	1,73
Vandellós II	729	53	0,72
Trillo	1.053	209	0,51

Tabla 2.7. Dosis recibidas por los trabajadores para el conjunto de centrales nucleares

	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual media (mSv/año)
Personal de plantilla	1.971	458	0,88
Personal de contrata	4.131	2.610	1,43
Global	6.077	3.068	1,31

trales nucleares del país, así como para el conjunto de los trabajadores de este sector.

En las figuras 2.2 a 2.8 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de plantilla y de contrata en cada una de las centrales nucleares.

Con objeto de realizar una valoración global de la dosimetría de los trabajadores expuestos en el sector núcleo-eléctrico español, en las figuras 2.9.a y 2.9.b se muestra la evolución temporal de la dosis colectiva por tipo de reactor y año correspondientes a las centrales nucleares españolas y se comparan con los valores registrados en el ámbito internacional.⁽³⁾

Los resultados obtenidos para este parámetro pueden valorarse positivamente si se tiene en cuenta que:

a) Reactores de agua a presión (PWR):

- La tendencia decreciente de la dosis colectiva por reactor que se venía observando en años anteriores se mantiene en el año 2004, consolidándose la tendencia registrada en años anteriores. Du-

rante el año 2004 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidades I y II, Almaraz unidad II y Trillo.

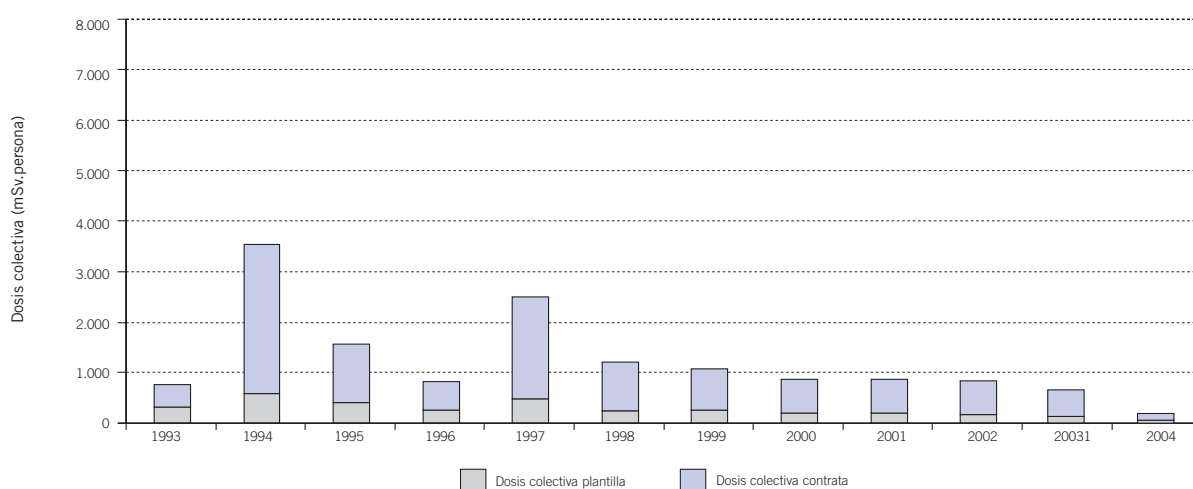
- La situación de las dosis ocupacionales en las centrales nucleares españolas está en consonancia con la de los países de nuestro entorno tecnológico.

b) Reactores de agua en ebullición (BWR):

- Durante el año 2004 no se efectuaron paradas de recargas en ninguna de las dos centrales de esta tecnología lo que ha motivado que las dosis colectivas hayan disminuido considerablemente respecto al año anterior, manteniéndose en valores similares a los obtenidos en los años que no ha habido recarga.

Considerando las dosis medias colectivas medias trianuales por reactor y año (figura 2.9.b) se observa un ligero aumento, consecuencia del aumento del término fuente registrado en la central nuclear de Cofrentes, manteniéndose, no obstante en valores similares a los valores de dosis registrados en EEUU, país de referencia para las centrales españolas de esta tecnología.

Figura 2.2. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear José Cabrera



³ Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- Information System on Occupational Exposure) abarcan hasta el año 2003.

Figura 2.3. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Santa María de Garoña

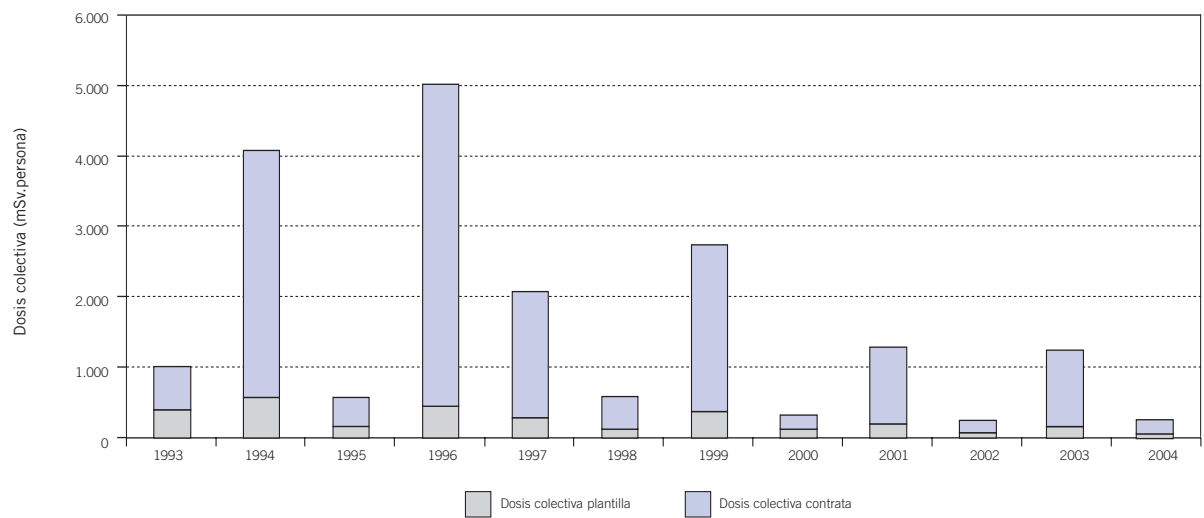


Figura 2.4. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Almaraz

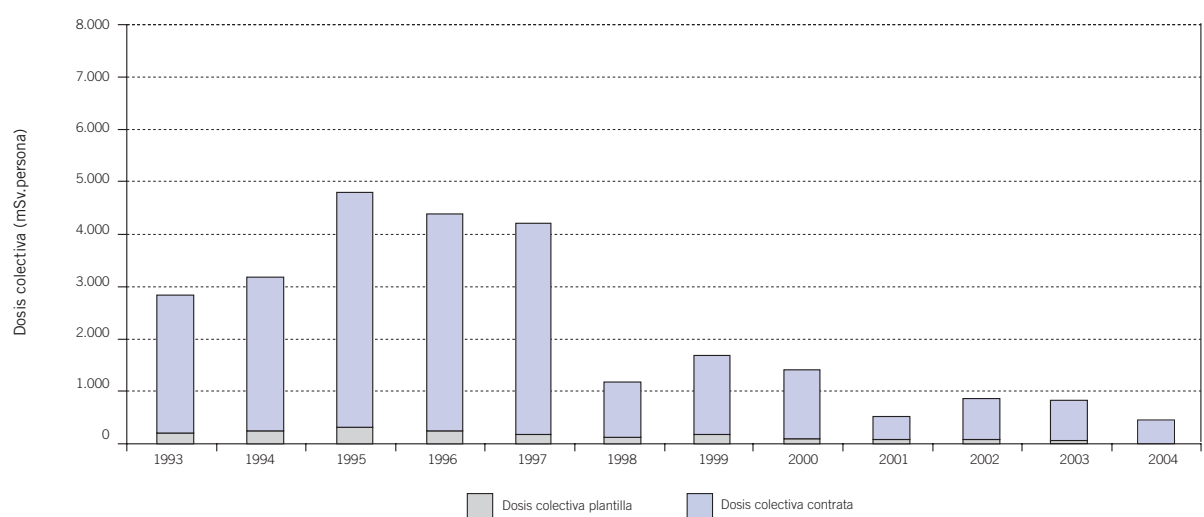


Figura 2.5. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Ascó

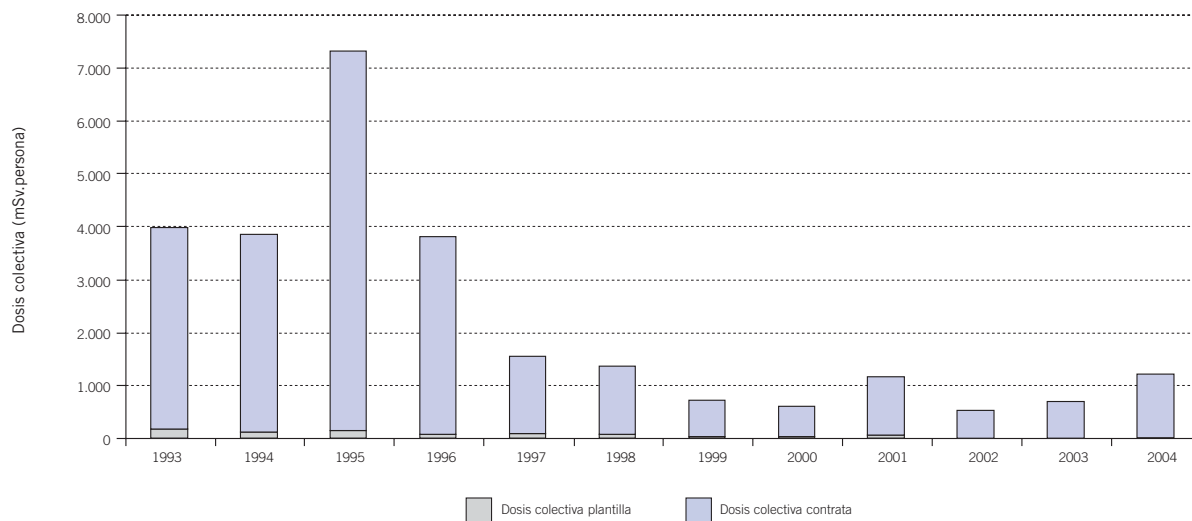


Figura 2.6. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Cofrentes

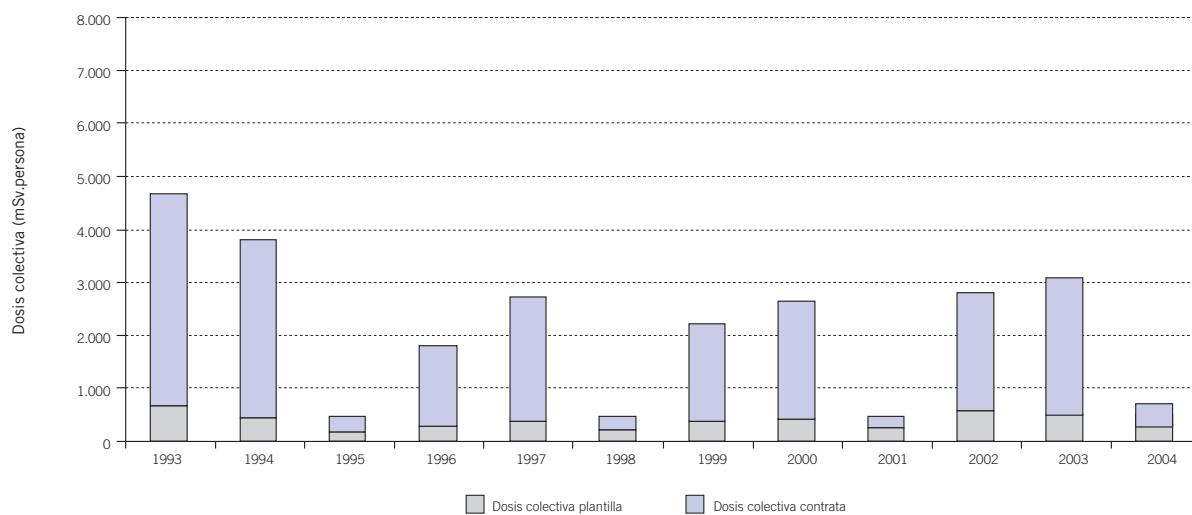


Figura 2.7. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Vandellós II

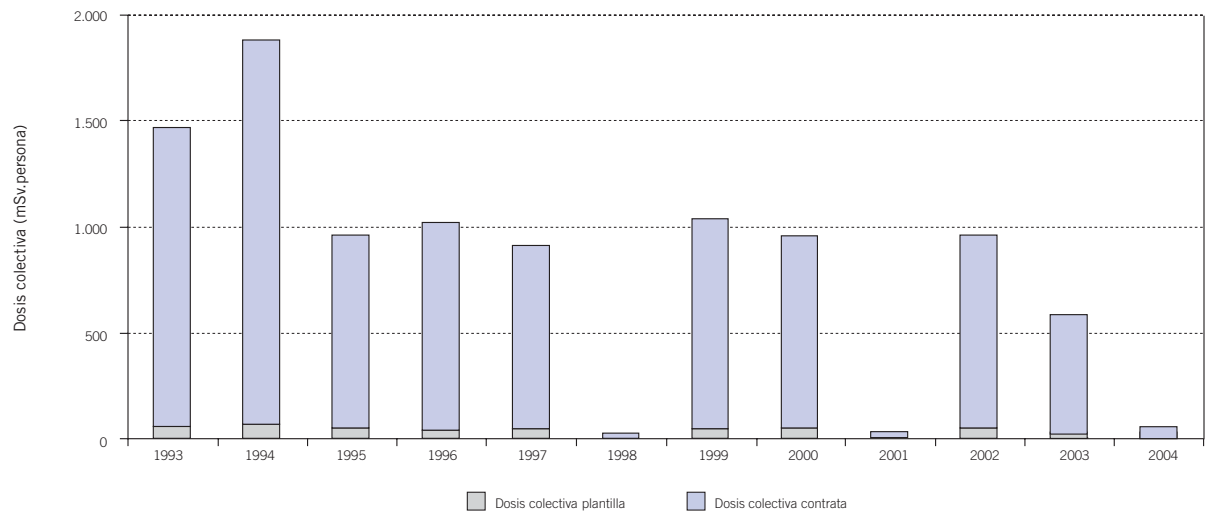


Figura 2.8. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Trillo

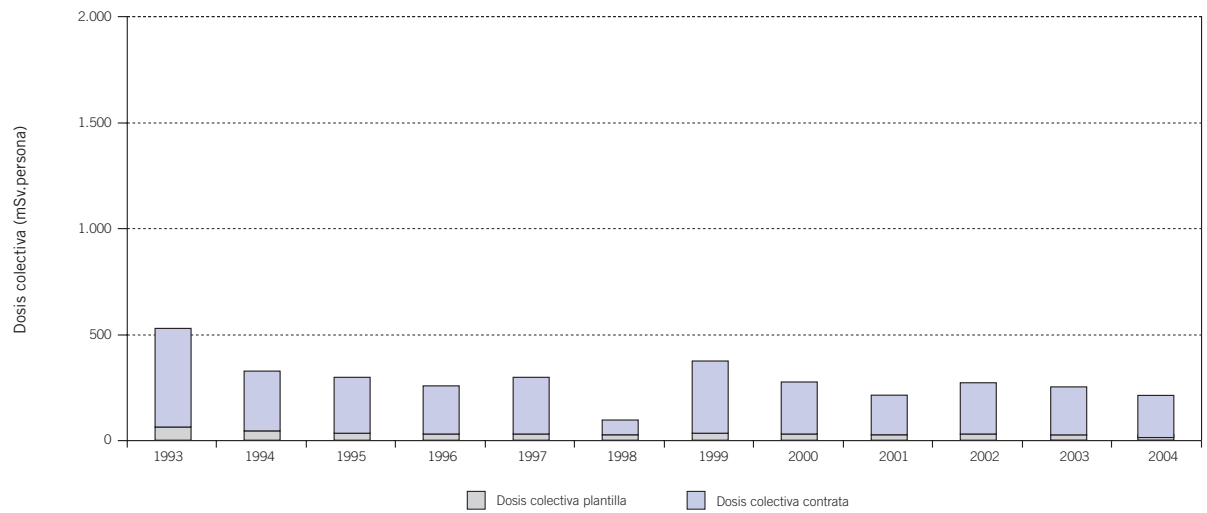
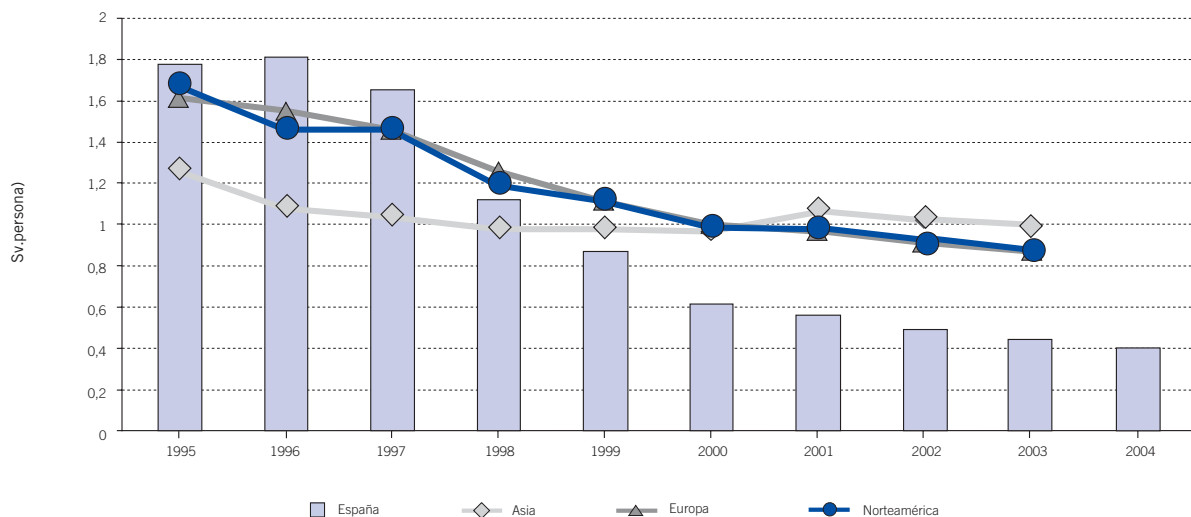
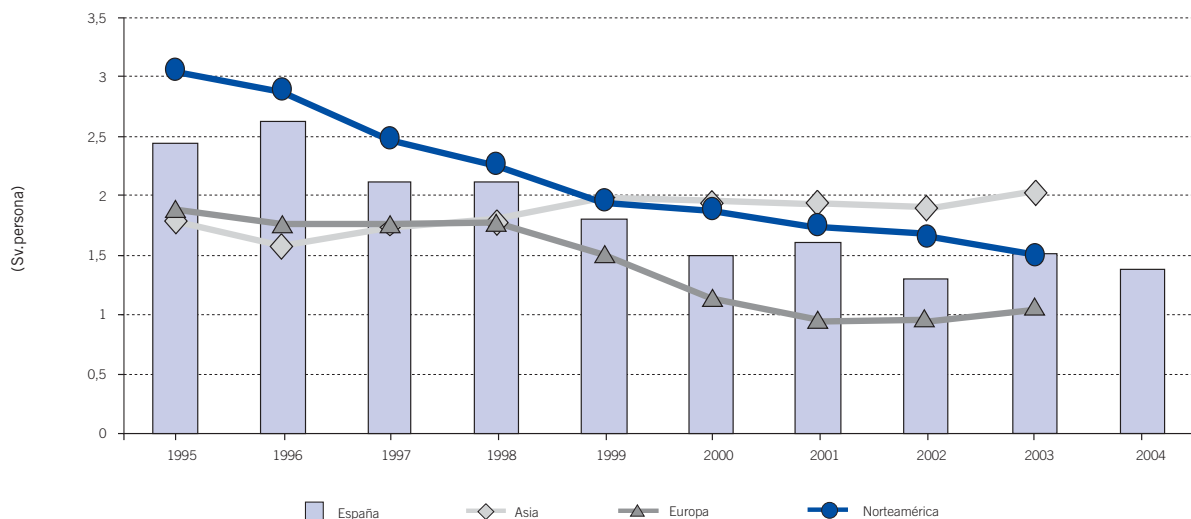


Figura 2.9a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



En la elaboración de esta gráfica se han considerado dosis medias colectivas trianuales para reactores de tipo PWR en cada región de comparación.

Figura 2.9b. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo BWR. Comparación internacional



En la elaboración de esta gráfica se han considerado dosis medias colectivas trianuales para reactores de tipo BWR en cada región de comparación.

2.1.1.9. Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica del medio ambiente

En el apartado 7.2.1 de este informe se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes radiactivos en las centrales nucleares.

De las centrales españolas únicamente Vandellós I y Vandellós II vierten directamente sus efluentes líquidos al mar, en concreto al mar Mediterráneo. En los restantes casos las descargas se realizan a diversos ríos, tanto de la vertiente atlántica como mediterránea. Así, el río Tajo recibe los efluentes líquidos de las centrales nucleares José Cabrera, Trillo y Almaraz I y II; el río Ebro de las centrales Santa María de Garoña y Ascó I y II; y el río Júcar de la central nuclear de Cofrentes.

En julio de 2001 se publicó el vigente *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* (RPSRI), que constituye la transposición a la reglamentación española de la Directiva 96/29/Euratom de la Unión Europea (UE) en lo que se refiere a las normas para la protección de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes. Esta adaptación de la reglamentación española a la Directiva de la UE ha llevado consigo la revisión de los límites autorizados para la protección de los trabajadores y de los miembros del público de las instalaciones nucleares para expresarlos en términos de una magnitud dosimétrica diferente: la dosis efectiva.

Un requisito que introduce el vigente RPSRI es la realización por el titular de cada práctica de la estimación, de la forma más realista posible, de las dosis recibidas por los miembros del público, al menos con una periodicidad anual. Con este fin, se constituyó un grupo de trabajo Unesa-CSN en el que se han definido los criterios a aplicar para llevar a cabo esta estimación realista de las dosis. Actualmente las dosis realistas correspondientes al año 2004 están en proceso de cálculo. No obstante, cada mes se continua efectuando una estimación

con criterios conservadores de las dosis recibidas por los miembros del público para verificación del cumplimiento de los límites autorizados.

En la tabla 2.8 se presentan los datos de los vertidos radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por las distintas centrales nucleares durante el año 2004, mientras que en las figuras 2.10 a 2.25 se presenta su evolución desde el año 1994. Los valores reseñados provienen de los informes mensuales de explotación remitidos preceptivamente por los titulares de las distintas centrales nucleares al CSN. Para verificar estos datos el CSN continuó durante el año 2004 el desarrollo de su programa sistemático de inspección y auditoría a cada instalación.

En relación con los vertidos radiactivos líquidos, se presentan los valores de actividad de los productos de fisión y activación separados de los valores de actividad debida al tritio. Se incluyen además los datos de actividad de los gases disueltos, excepto en el caso de la central nuclear de Trillo, donde los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en el proceso de tratamiento de los mismos, con la consideración adicional de que la dosis de exposición asociada a los gases disueltos es irrelevante en relación con los restantes emisores beta-gamma.

En el presente informe no se ha incluido la figura en la que se presentaba la evolución de la dosis total debida a los vertidos de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de las centrales españolas dado que, el cálculo retrospectivo de la dosis considerando todos los requisitos establecidos por el RPSRI (cálculo lo más realista posible para el año oficial), no se efectuará hasta que se hayan evaluado los cálculos efectuados hasta ahora. No obstante, las dosis efectivas, que se han calculado para el individuo más expuesto considerando hipótesis muy conservadoras, no han superado en ningún caso un 3,5% del límite de 100 micro-Sievert autorizado para los efluentes radiactivos.

Tabla 2.8. Actividad de los efluentes radiactivos (GBq)

Centrales PWR						
Central nuclear	José Cabrera	Almaraz I/II	Ascó I	Ascó II	Vandellós II	Trillo
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	3,61 10 ⁷	2,17 10 ⁹	6,38 10 ⁹	7,37 10 ⁹	6,30 10 ⁹	3,56 10 ⁸
Tritio	2,96 10 ¹²	4,42 10 ¹³	3,91 10 ¹³	1,65 10 ¹³	2,86 10 ¹³	2,85 10 ¹³
Gases disueltos	LID	LID	4,28 10 ⁹	1,35 10 ⁸	7,79 10 ⁸	(1)
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	8,17 10 ¹²	3,28 10 ¹¹	1,26 10 ¹³	1,27 10 ¹⁰	1,71 10 ¹¹	1,20 10 ¹¹
Halógenos	LID	LID	3,65 10 ⁸	8,29 10 ⁴	4,12 10 ⁶	LID
Partículas	3,04 10 ⁵	2,27 10 ⁵	2,38 10 ⁶	3,48 10 ⁶	7,39 10 ⁴	1,02 10 ⁵
Tritio	7,56 10 ¹⁰	4,43 10 ¹²	5,73 10 ¹¹	1,11 10 ¹²	1,46 10 ¹¹	1,18 10 ¹²
Centrales BWR						
Central nuclear	Santa María de Garoña			Cofrentes		
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	3,41 10 ⁸			1,82 10 ⁷		
Tritio	2,54 10 ¹¹			7,09 10 ¹⁰		
Gases disueltos	LID			LID		
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	LID			4,93 10 ¹³		
Halógenos	1,41 10 ⁸			2,16 10 ¹⁰		
Partículas	7,04 10 ⁸			2,22 10 ⁸		
Tritio	4,52 10 ¹¹			2,89 10 ¹²		

(1) Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en el proceso de tratamiento de los mismos.

Para valorar la situación de las centrales españolas en el entorno internacional se han considerado dos grupos de referencia: el constituido por las centrales de Estados Unidos, país de origen de la tecnología de la mayor parte de las centrales españolas, y el constituido por las centrales de la Unión Europea. Con este fin, el CSN ha venido realizando de forma sistemática estudios comparativos de los vertidos de las centrales de una misma tecnología: PWR o BWR. Como parámetro comparativo se utiliza la actividad anual, normalizada por la energía eléctrica neta producida en cada caso, tratándose como una central única el conjunto de las

centrales de una misma tecnología que pertenecen a cada uno de los tres grupos considerados (España, EEUU, UE).

Como se desprende de la tabla 2.8 y de las gráficas 2.10 a 2.25, las descargas de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de todas las centrales nucleares españolas se mantienen en valores muy inferiores a los valores máximos que se derivan de los límites establecidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento de estas instalaciones, representando las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción de los límites autorizados.

Figura 2.10. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

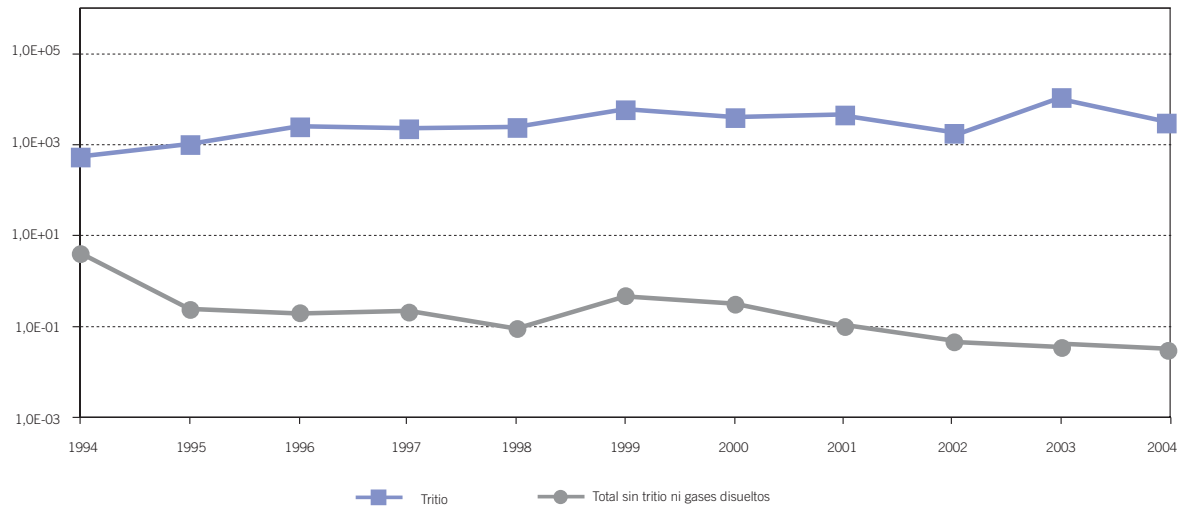


Figura 2.11. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

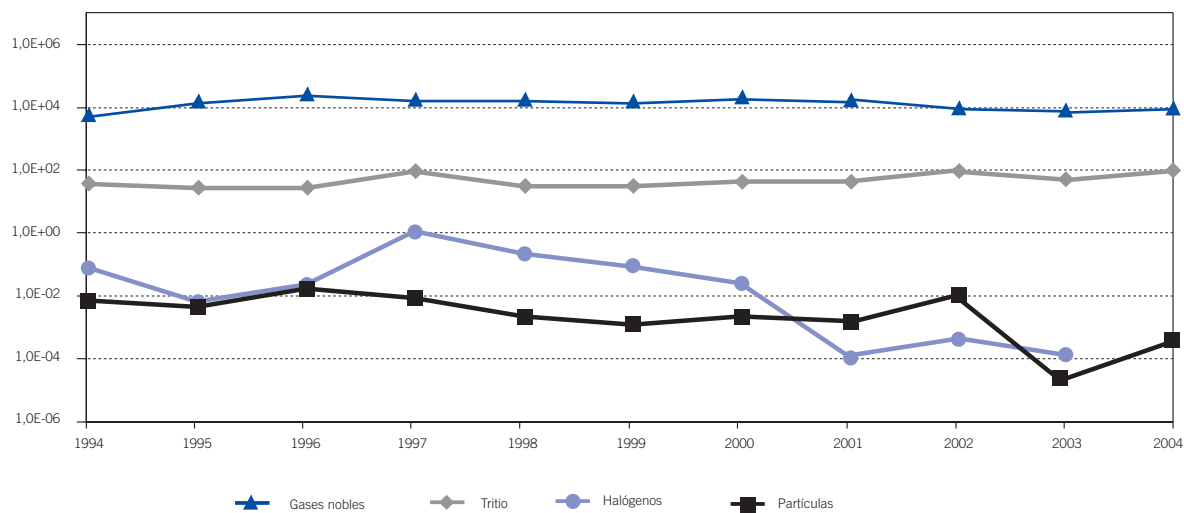


Figura 2.12. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

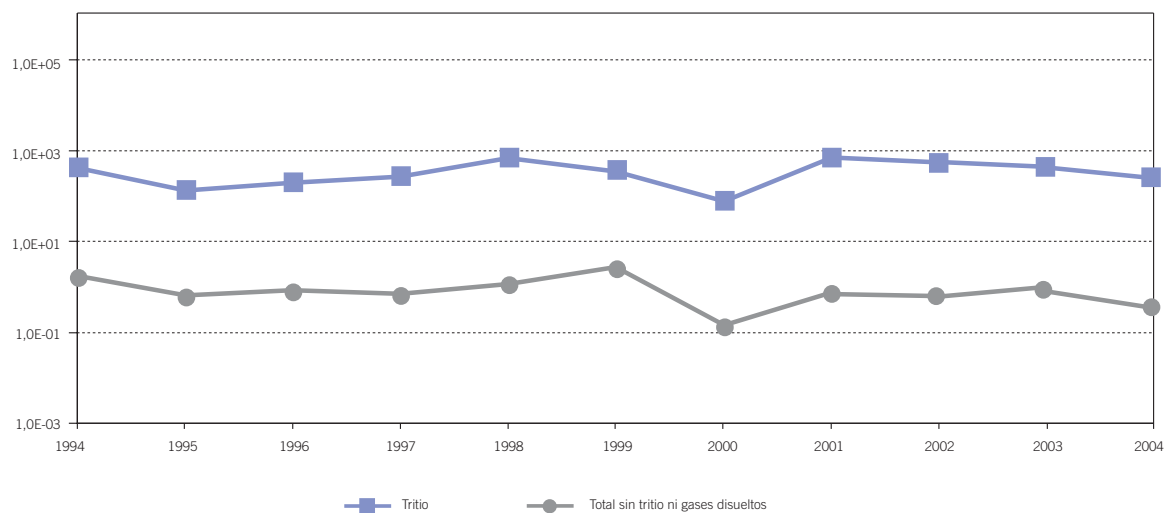


Figura 2.13. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

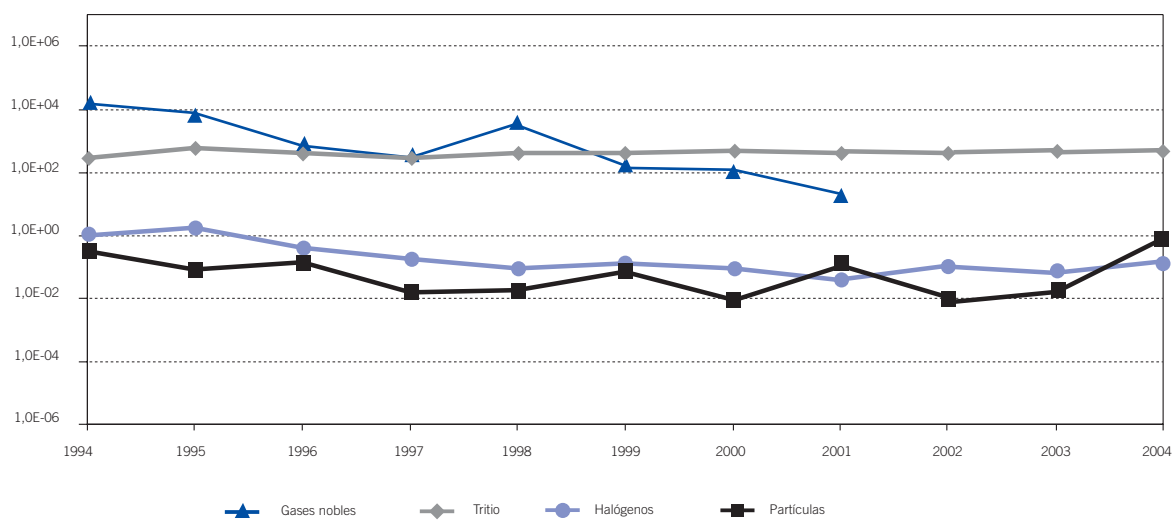


Figura 2.14. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

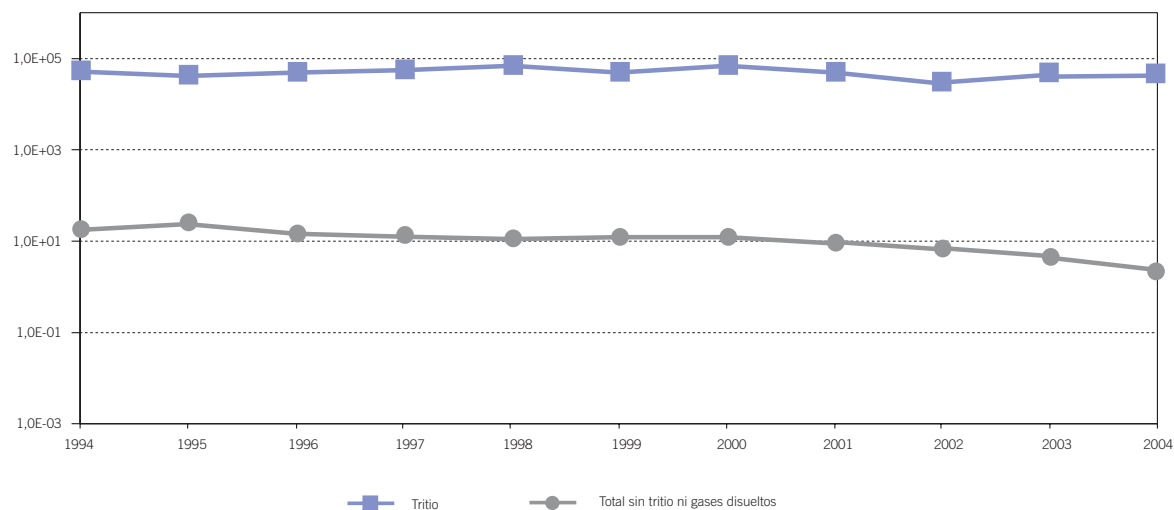


Figura 2.15. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

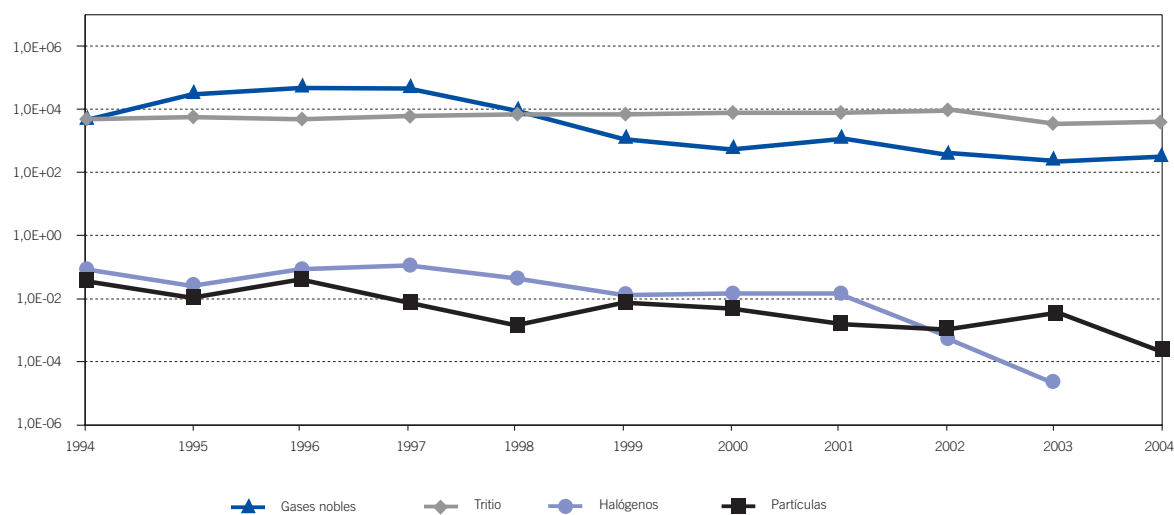


Figura 2.16. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

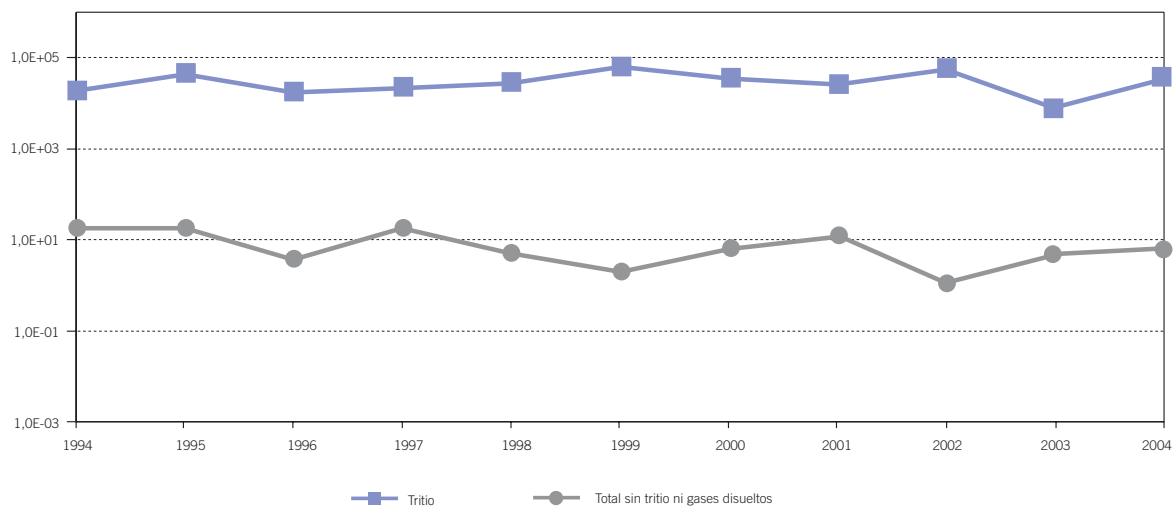


Figura 2.17. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

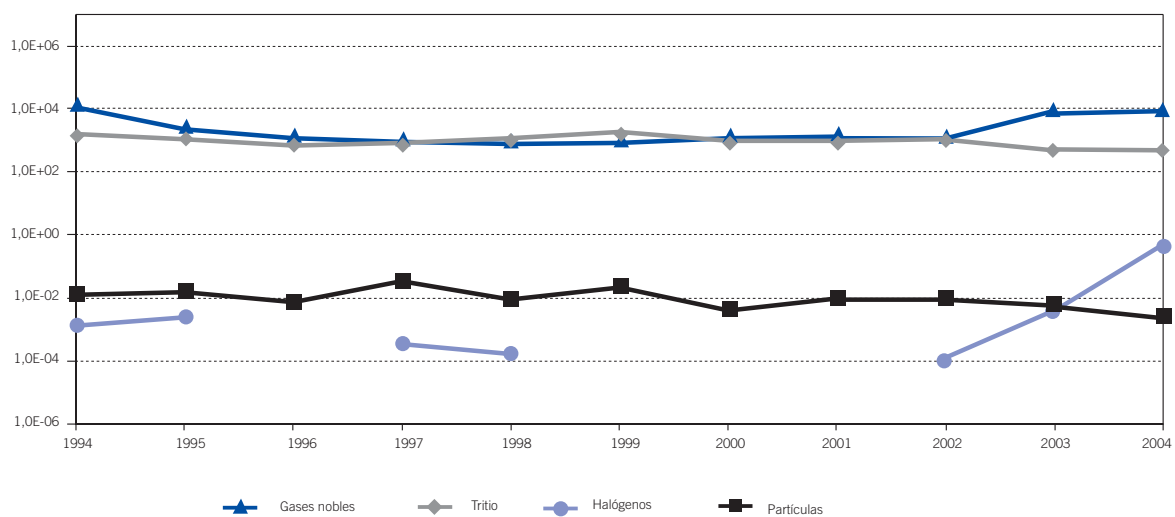


Figura 2.18. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

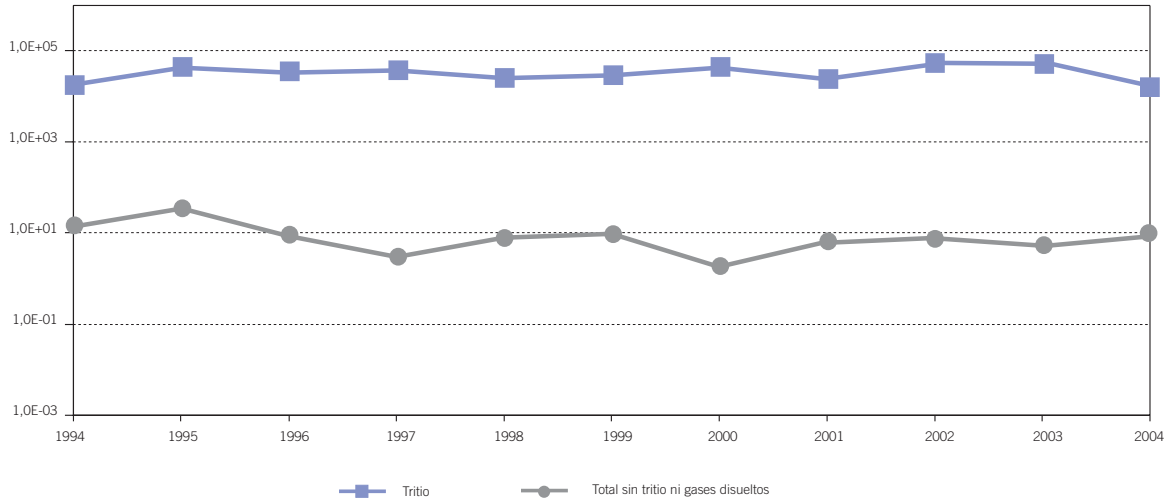


Figura 2.19. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

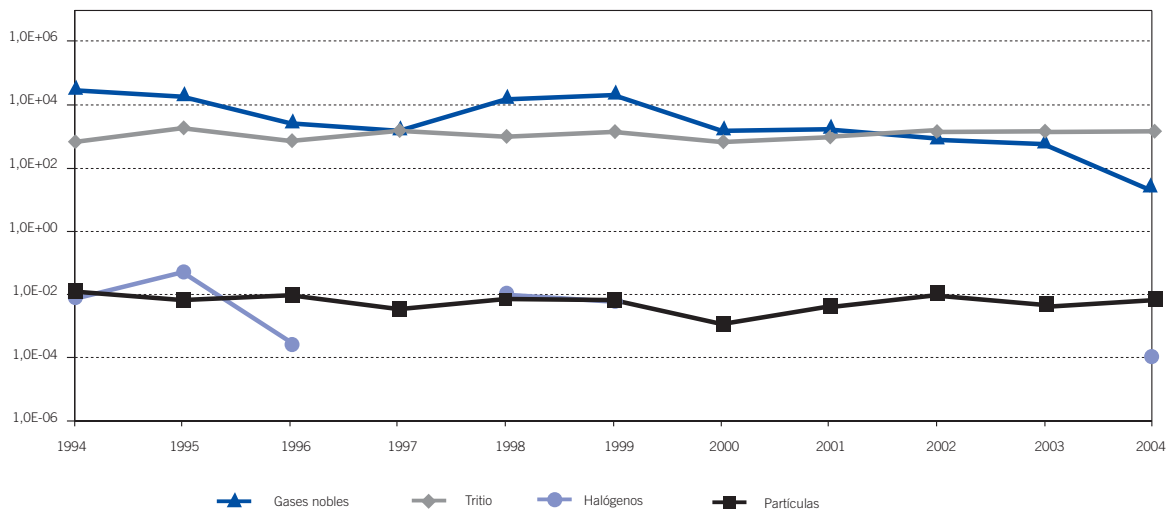


Figura 2.20. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

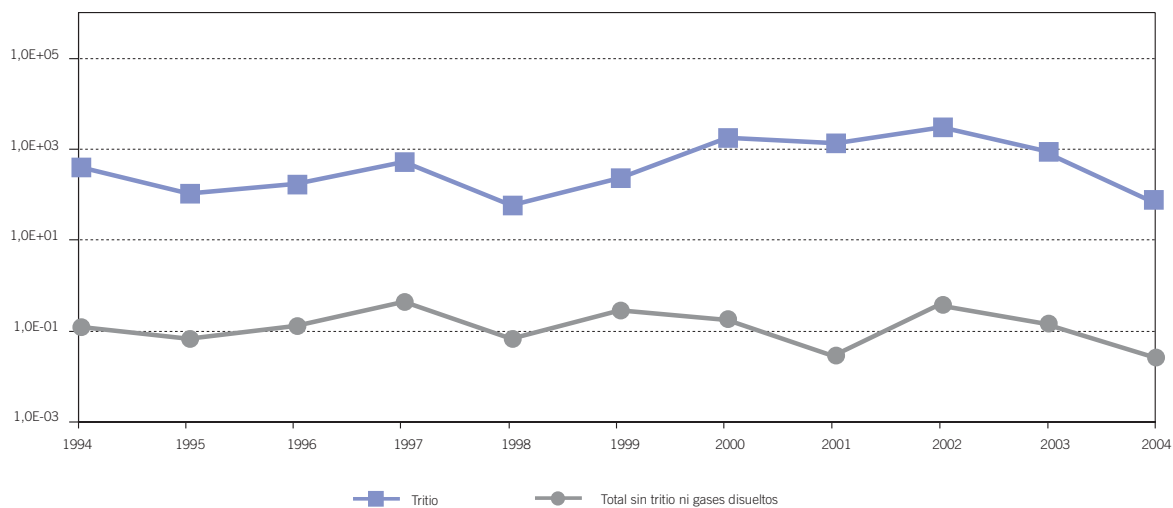


Figura 2.21. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

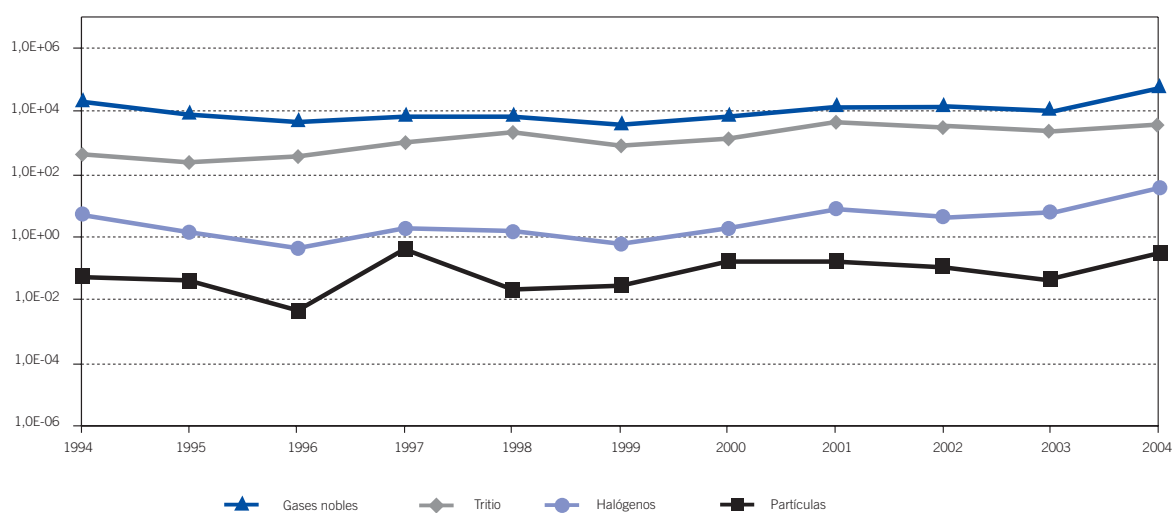


Figura 2.22. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

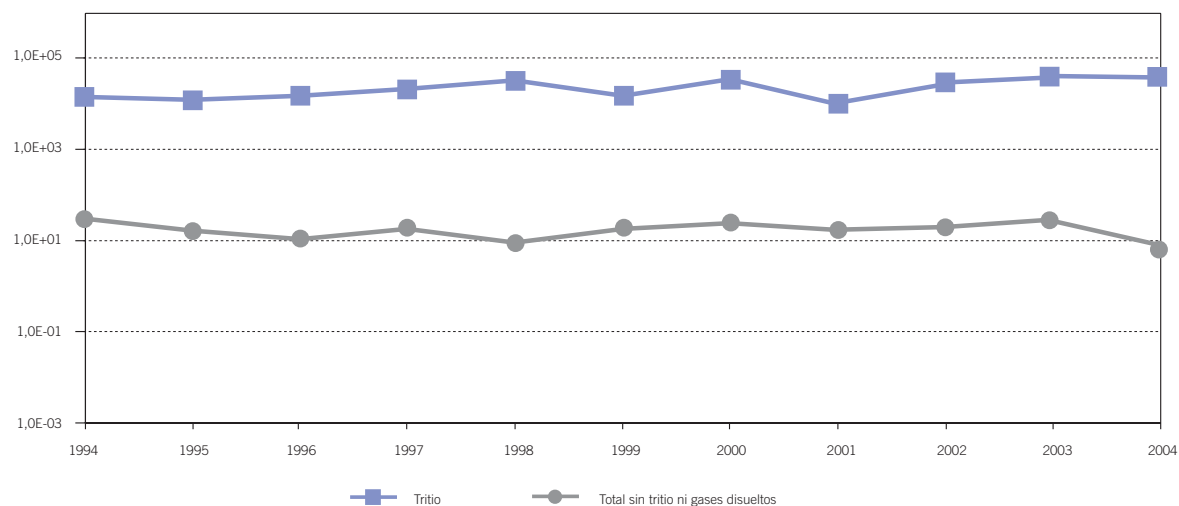


Figura 2.23. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

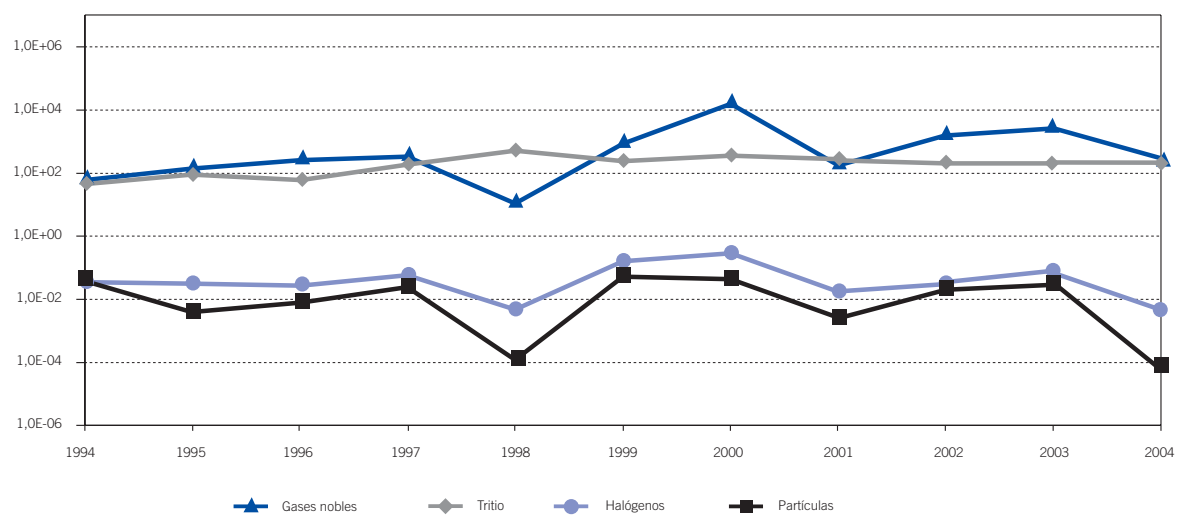


Figura 2.24. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

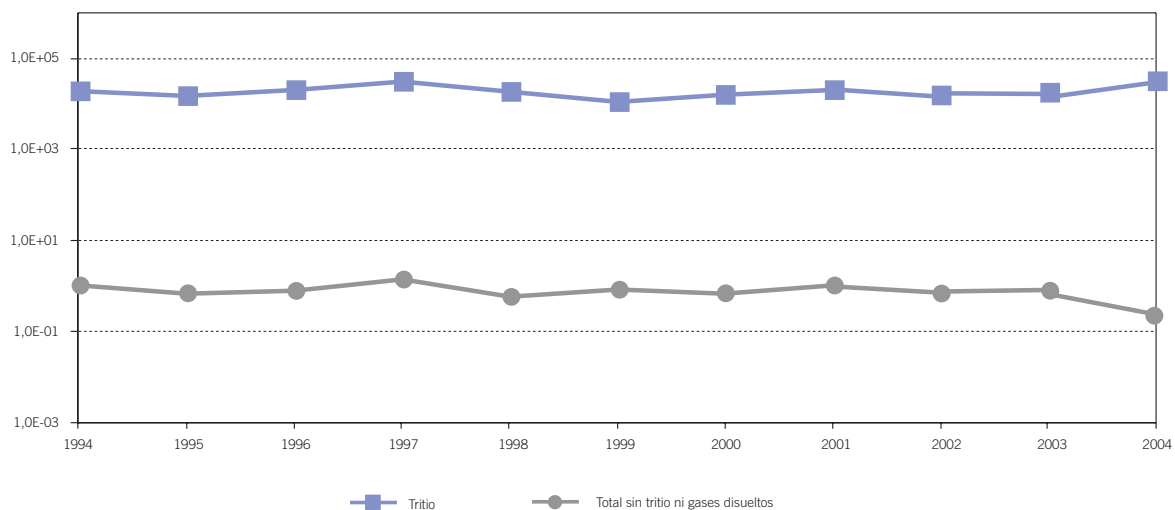
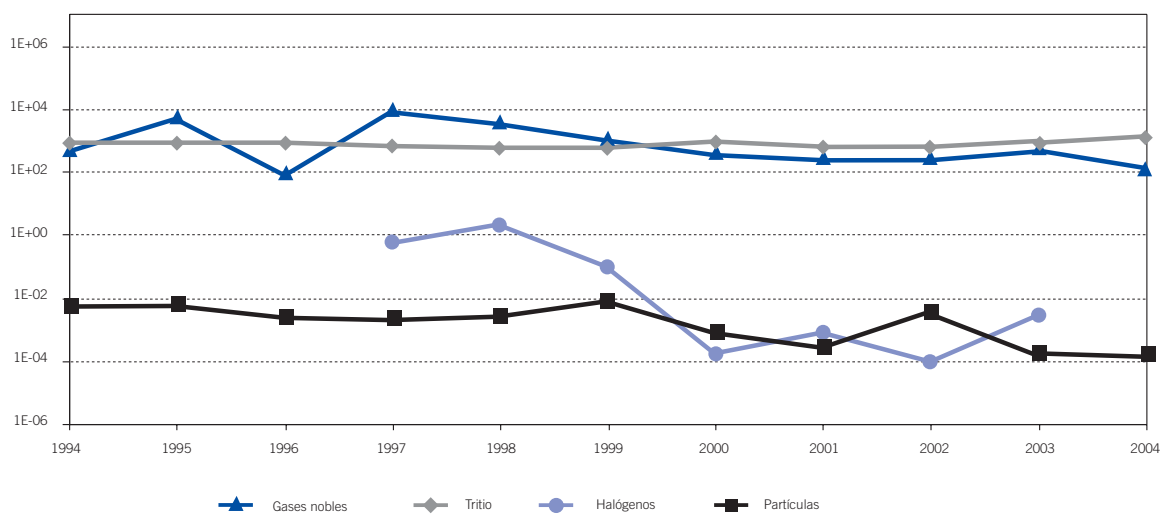


Figura 2.25. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)



En lo que se refiere al entorno internacional, de la tabla 2.9 y de las figuras 2.26 a 2.37 se desprende que los efluentes generados por las centrales de España son similares a los de las centrales de la Unión Europea y de Estados Unidos. Es preciso indicar

que, en el caso de los efluentes gaseosos, la comparación de los halógenos solo se puede hacer a nivel del yodo 131 ya que la actividad de este isótopo es el único dato que se incluye en las publicaciones internacionales.

Tabla 2.9. Actividad normalizada de los efluentes radiactivos (GBq/GWh)*

Efluentes gaseosos						
Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	9,26 10 ⁰	2,12 10 ¹	4,89 10 ⁰	7,36 10 ¹	1,45 10 ¹	1,26 10 ²
I-131	2,15 10 ⁻⁵	6,54 10 ⁻⁵	2,52 10 ⁻⁵	2,75 10 ⁻⁴	9,43 10 ⁻⁵	4,99 10 ⁻⁴
Partículas	2,53 10 ⁻⁵	7,08 10 ⁻⁵	4,22 10 ⁻⁵	6,19 10 ⁻²	3,72 10 ⁻⁴	1,32 10 ⁻³
Tritio	1,84 10 ⁻¹	1,33 10 ⁻¹	2,79 10 ⁻²	3,21 10 ⁻²	4,62 10 ⁻¹	2,80 10 ⁻¹

Efluentes líquidos						
Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Total salvo tritio	3,87 10 ⁻³	5,32 10 ⁻⁴	3,97 10 ⁻³	4,96 10 ⁻³	7,99 10 ⁻³	7,08 10 ⁻³
Tritio	3,18 10 ⁰	7,73 10 ⁻²	3,23 10 ⁰	2,50 10 ⁻¹	3,02 10 ⁰	1,09 10 ⁻¹

(*) Valores medios: España: 1981-2004; UE: 1981-1997; EEUU: 1981-1997.

Figura 2.26. Efluentes radiactivos líquidos de centrales PWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

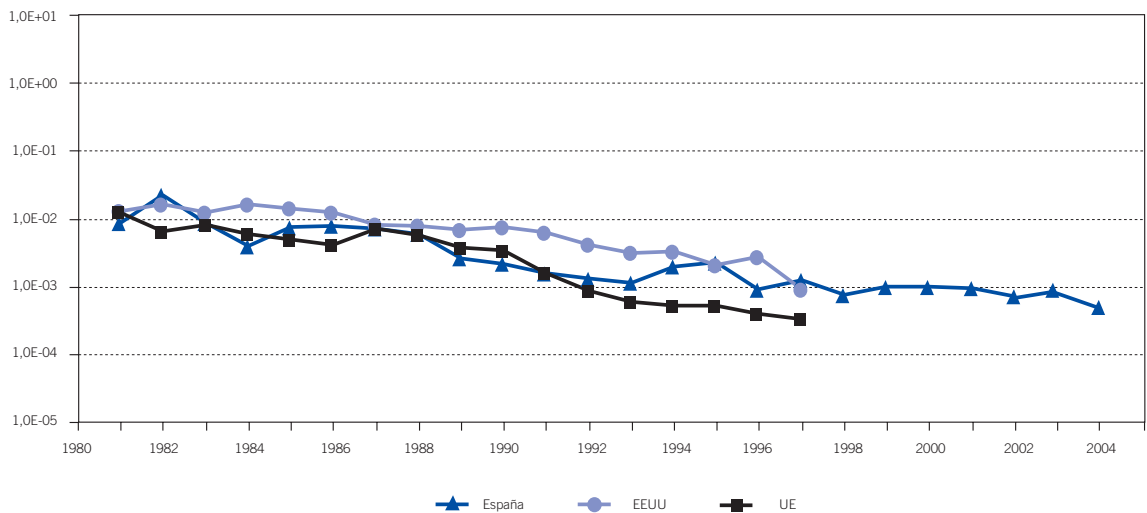


Figura 2.27. Efluentes radiactivos líquidos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

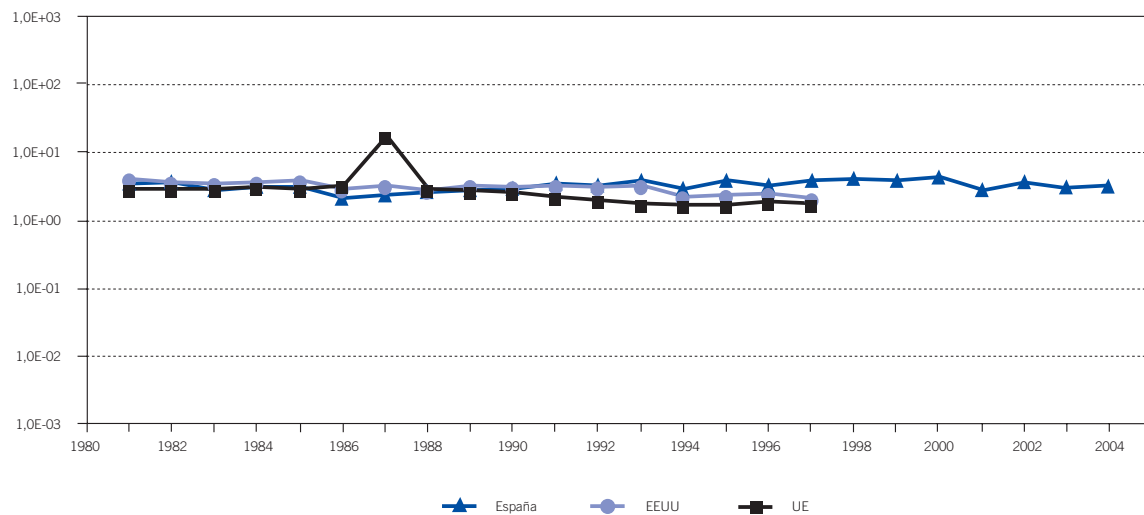


Figura 2.28. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

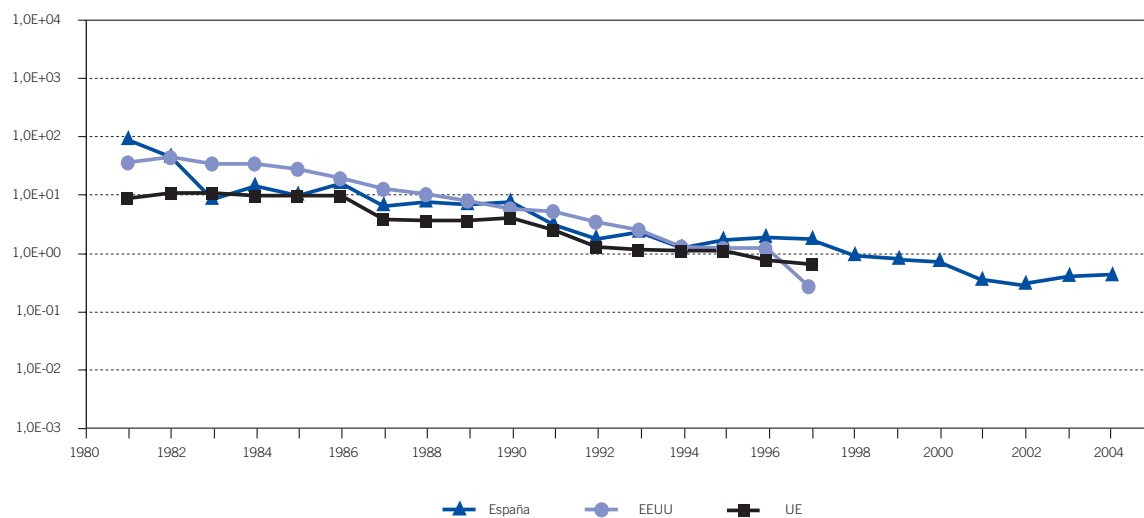


Figura 2.29. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

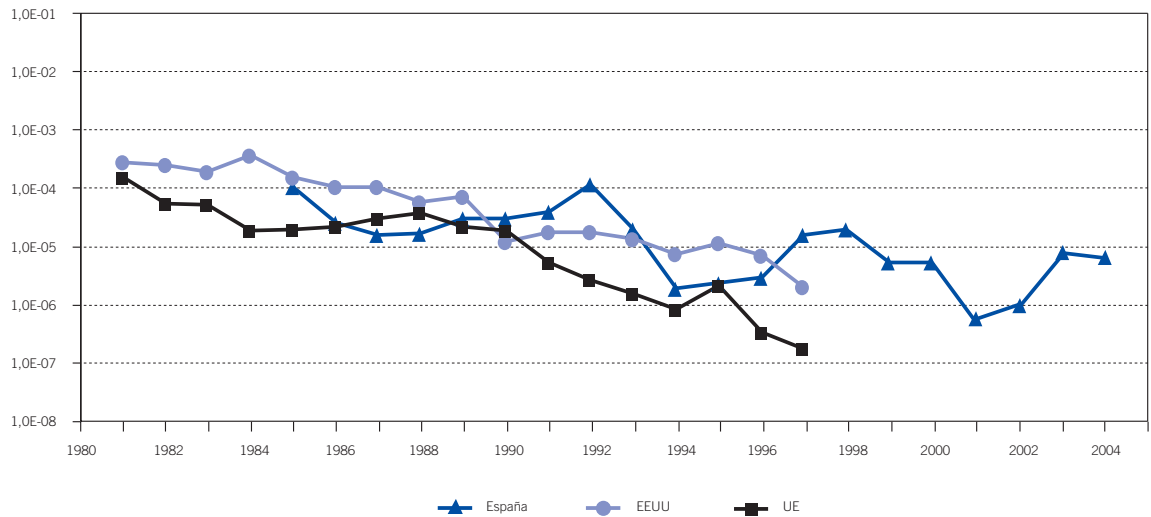


Figura 2.30. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

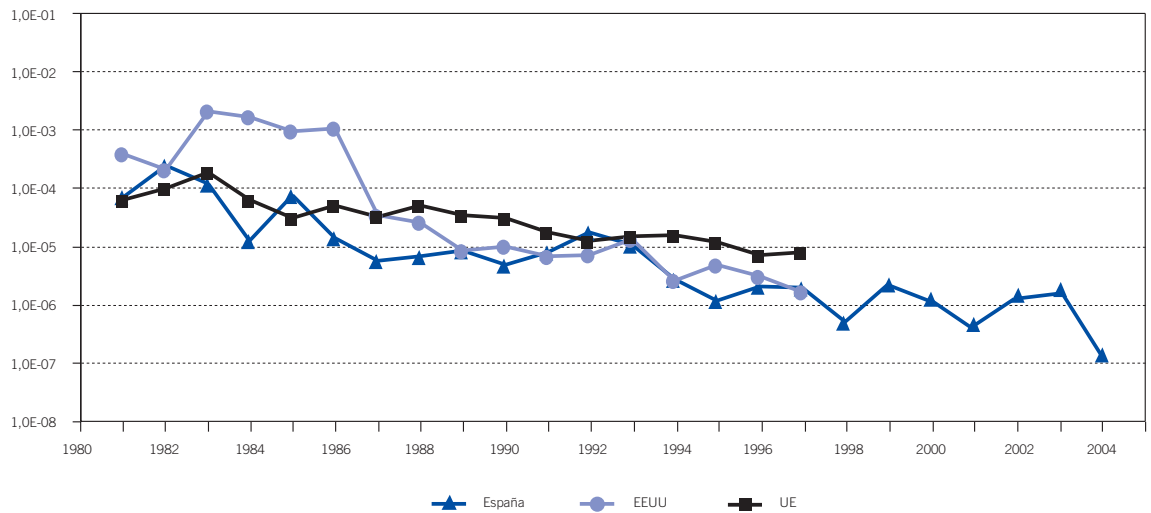


Figura 2.31. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

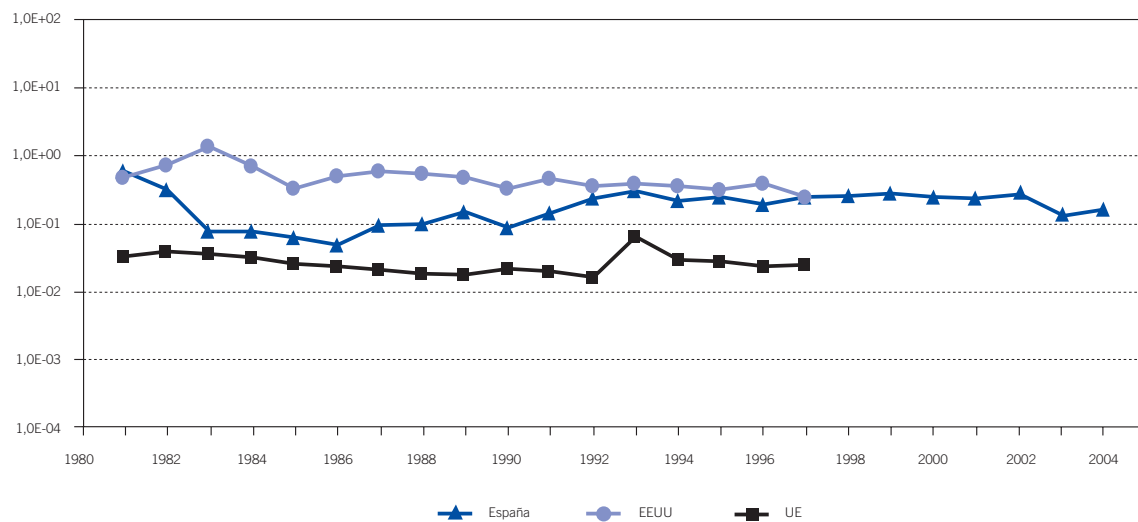


Figura 2.32. Efluentes radiactivos líquidos de centrales BWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

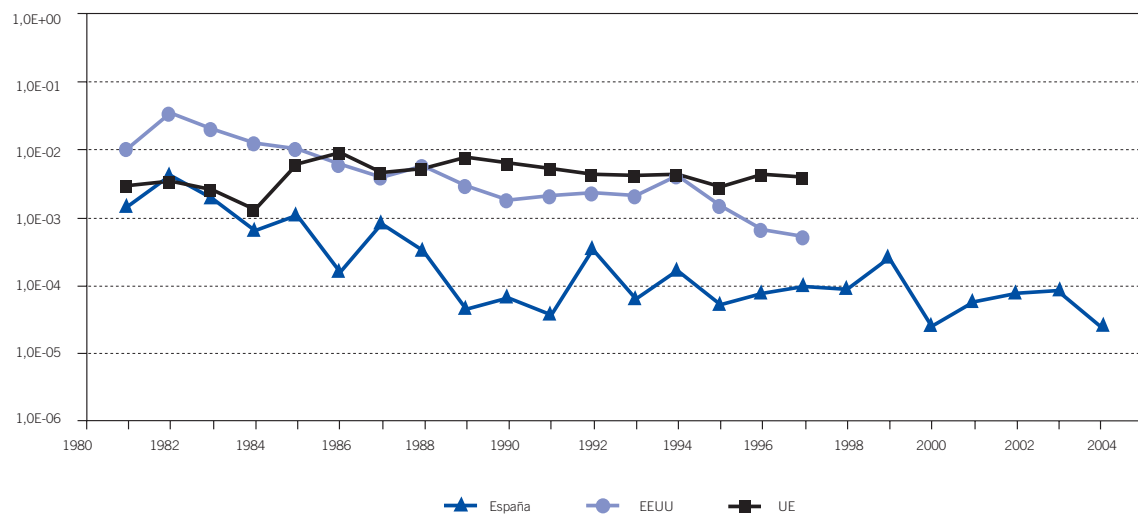


Figura 2.33. Efluentes radiactivos líquidos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

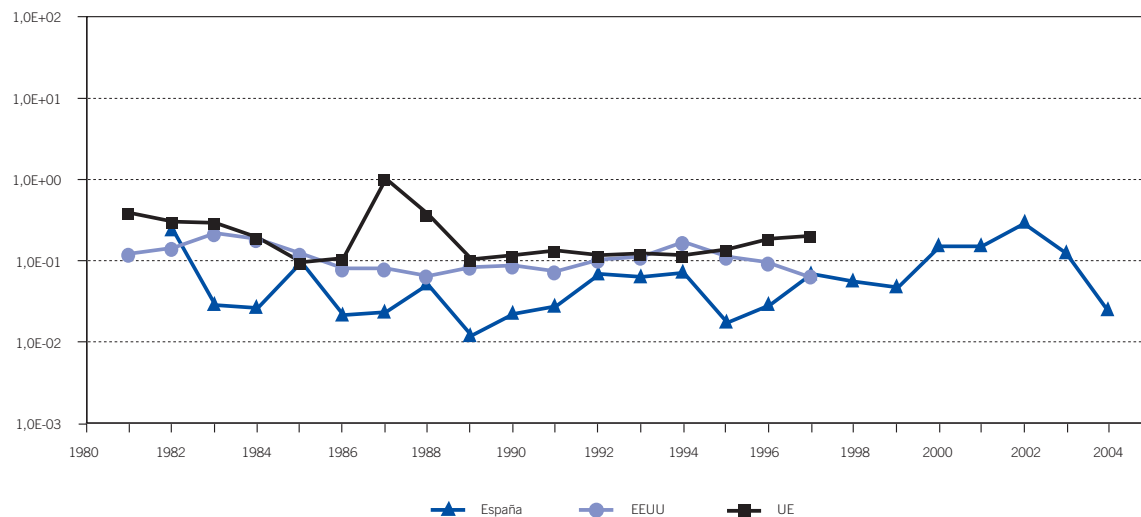


Figura 2.34. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

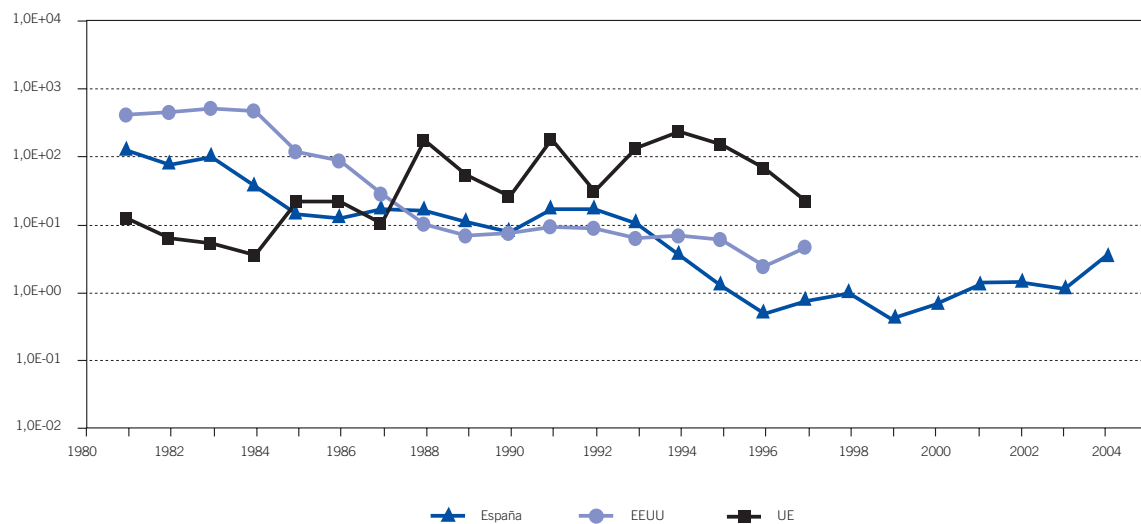


Figura 2.35. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

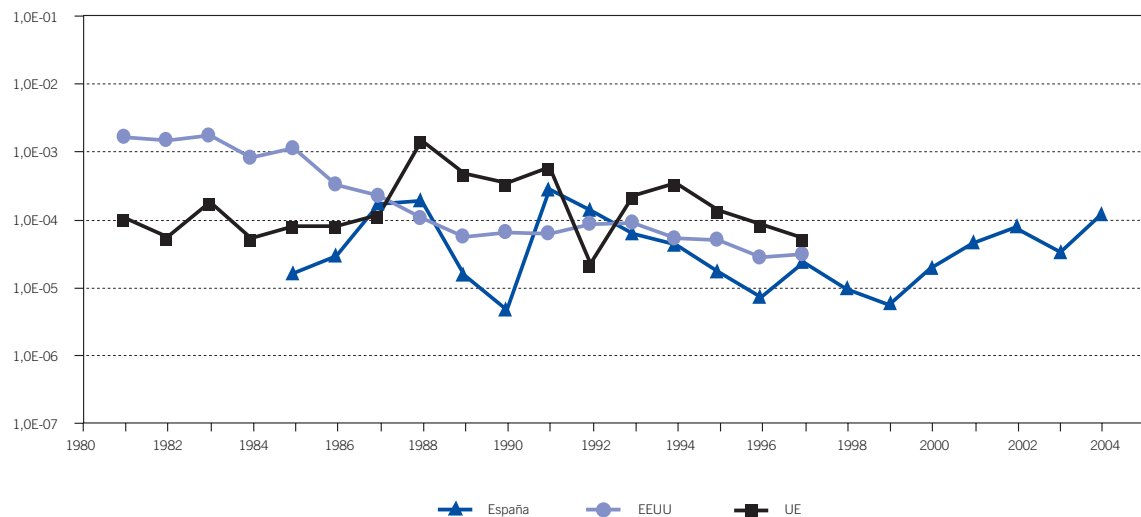


Figura 2.36. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

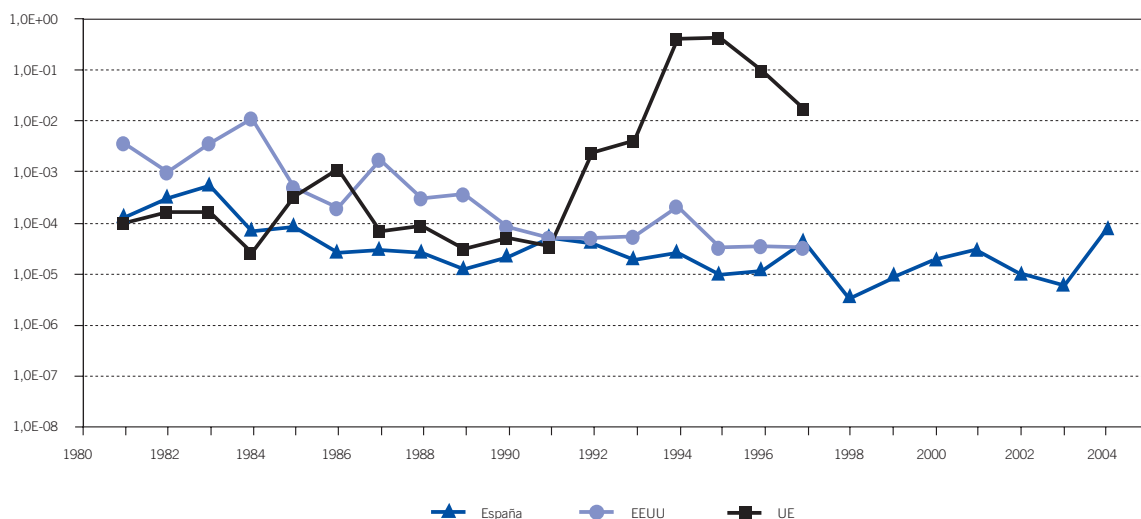
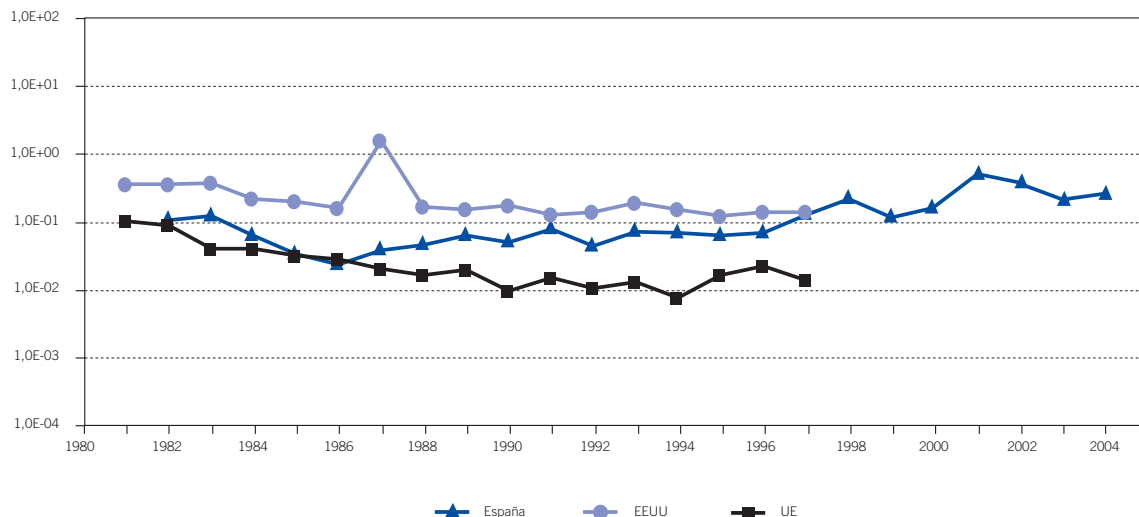


Figura 2.37. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)



Los programas de vigilancia radiológica ambiental, PVRA, que se llevan a cabo en España, se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.4 se detallan el tipo de muestras, frecuencia de muestreo y análisis, que corresponde a los programas desarrollados en el entorno de las centrales nucleares, de cuya ejecución son responsables los propios titulares de las instalaciones.

En este apartado se presentan los resultados de los PVRA realizados por las centrales nucleares en el año 2003, ya que son los últimos disponibles a la fecha de redacción del presente informe. Debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no son proporcionados hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. No obstante, los resultados que se van obteniendo en la campaña del año 2004 no presentan cambios significativos con respecto a años anteriores.

En la tabla 2.10 se detalla el número total de muestras recogidas en los PVRA de cada central durante la campaña de 2003.

En la figura 2.38 se presenta el número total de determinaciones analíticas realizadas en los programas de vigilancia radiológica ambiental de las centrales.

En las figuras 2.39 a 2.49 se ofrece un resumen de los valores medios anuales de cada central en las vías de transferencia más significativas a la población. Estos se obtienen a partir de los datos remitidos por los titulares de las instalaciones. Del total de resultados se han seleccionado los correspondientes a los índices de actividad beta total y beta resto y a los radionucleidos de origen artificial. Se han considerado únicamente los valores que han superado los límites inferiores de detección (LID); por lo tanto, cuando existe discontinuidad entre períodos anuales significa que los resultados han sido inferiores al LID.

En la figura 2.50 se representan los valores medios anuales de tasa de dosis ambiental obtenidos a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia. Estos valores incluyen la contribución de dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

De la evaluación de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental durante el año 2003 se puede concluir que la calidad medioambiental alrededor de las centrales nucleares se mantuvo en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que existiera riesgo para las personas como consecuencia de su operación.

Tabla 2.10. PVRA. Número de muestras tomadas por las centrales nucleares en 2003

Tipo de muestras	José Cabrera	Garoña	Almaraz	Ascó	Cofrentes	Vandellós II	Trillo
Atmósfera							
Partículas de polvo	310	311	305	363	312	355	312
Yodo en aire	306	311	305	356	312	355	311
TLD	115	304	80	76	75	54	84
Suelos	7	6	7	9	7	9	8
Agua de lluvia	48	71	58	35	61	35	46
Total aire	786	1.003	755	839	767	808	761
(%)	66	75	58	67	74	79	65
Agua							
Agua potable	208	84	78	104	36	4	154
Agua superficial	36	48	131	208	72		104
Agua subterránea	4	8	12	8	8	40	
Agua de mar						62	
Sedimentos fondo	6	12	18	8	14	6	8
Sedimentos orilla	2		4			12	2
Organismo indicador	12	36	26	6	11	6	12
Total agua	268	188	267	334	141	130	270
(%)	23	14	21	27	13	13	23
Alimentos							
Leche	81	94	180	43	90	59	86
Pescado, marisco	10	6	12	2	4	8	6
Carne, ave y huevos	14	12	28	12	20	6	24
Cultivos	25	32	46	28	20	10	20
Miel	2		2		2	2	2
Total alimentos	132	144	268	81	136	85	138
(%)	11	11	21	6	13	8	12
Total	1.186	1.335	1.290	1.254	1.040	1.023	1.169

Figura 2.38. Programa de vigilancia radiológica ambiental. Número de análisis realizados en las centrales nucleares. Campaña 2003

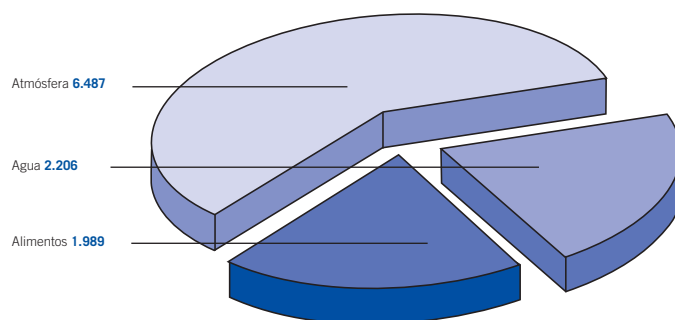


Figura 2.39. Aire. Evolución temporal del índice de actividad beta total

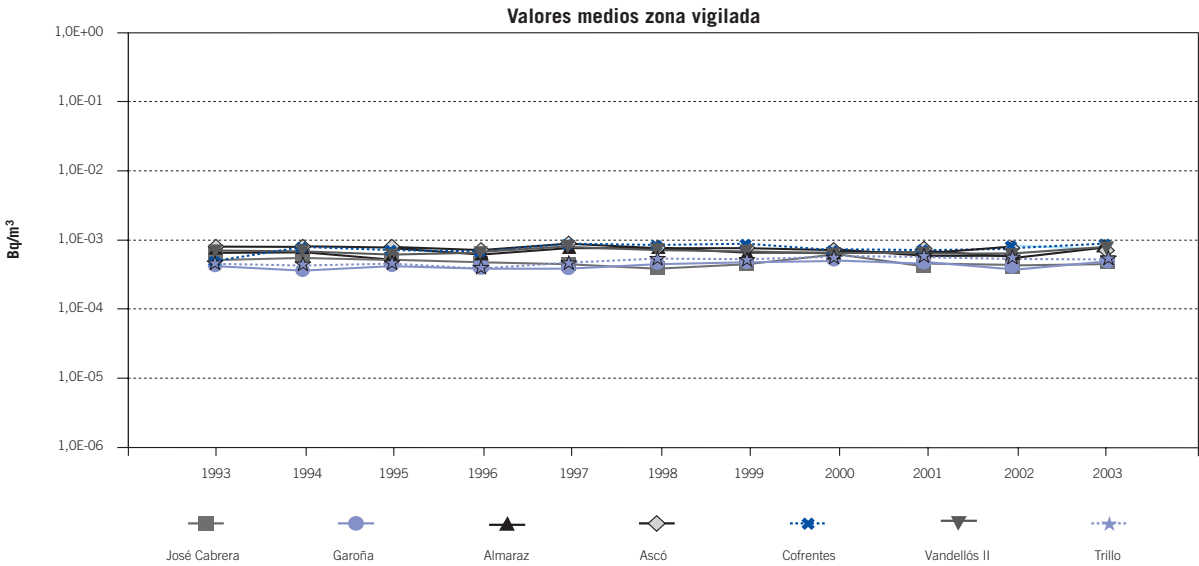


Figura 2.40. Aire. Evolución temporal del Cs-137

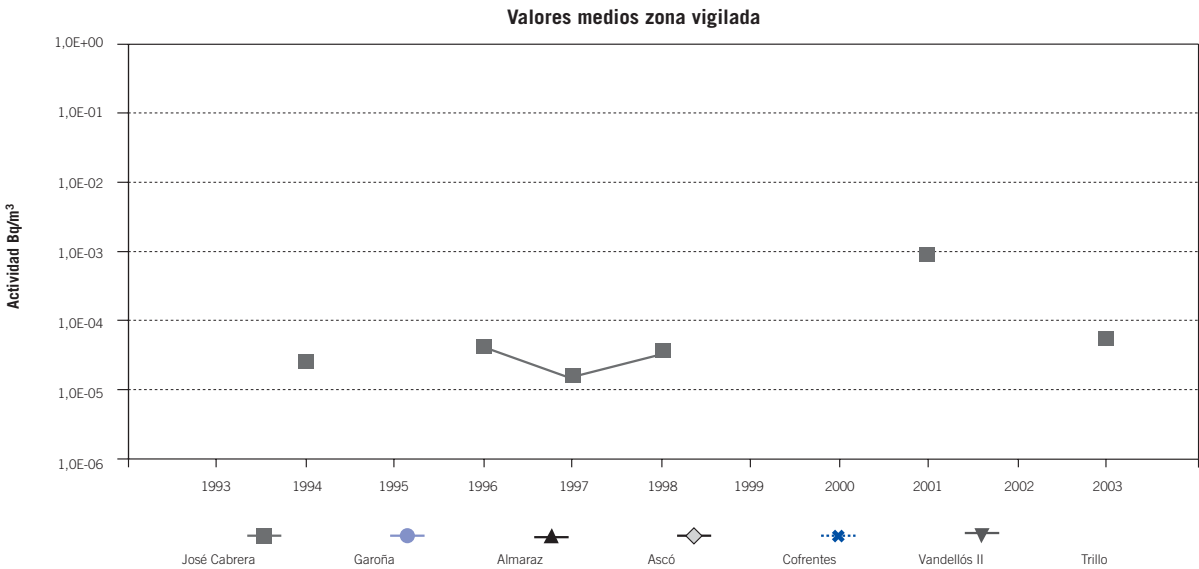


Figura 2.41. Aire. Evolución temporal de Sr-90

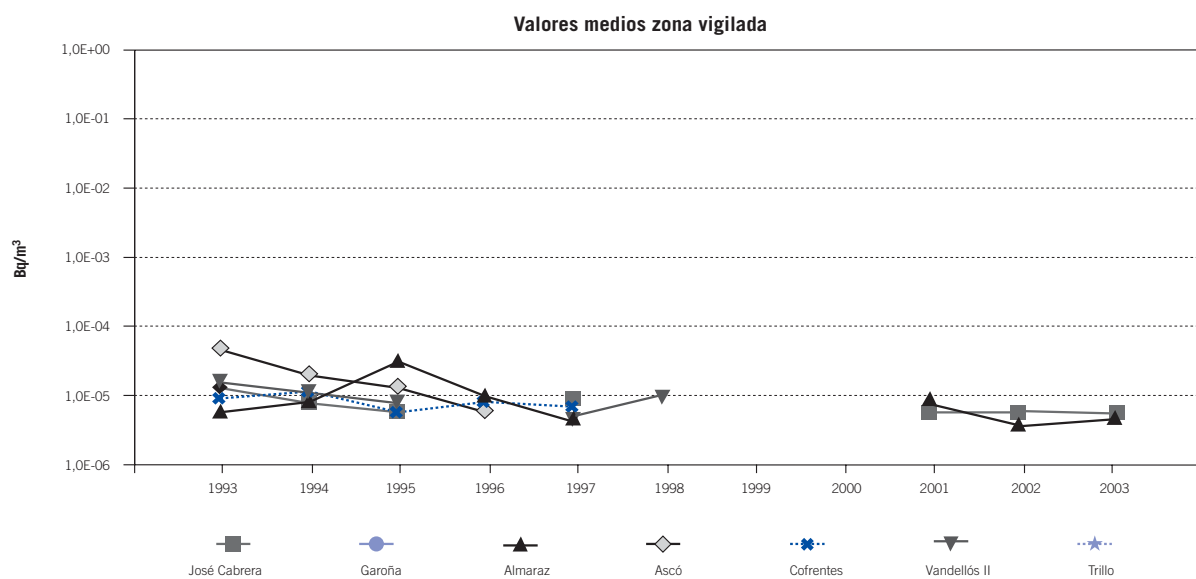


Figura 2.42. Muestras de suelo. Evolución temporal de Sr-90

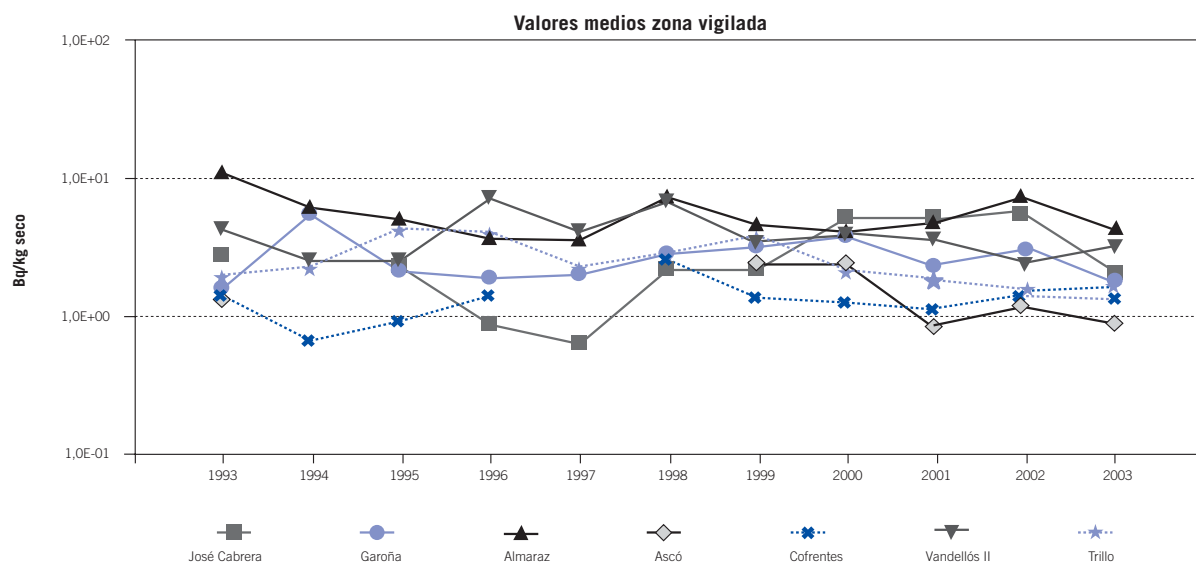


Figura 2.43. Muestras de suelo. Evolución temporal de Cs-137

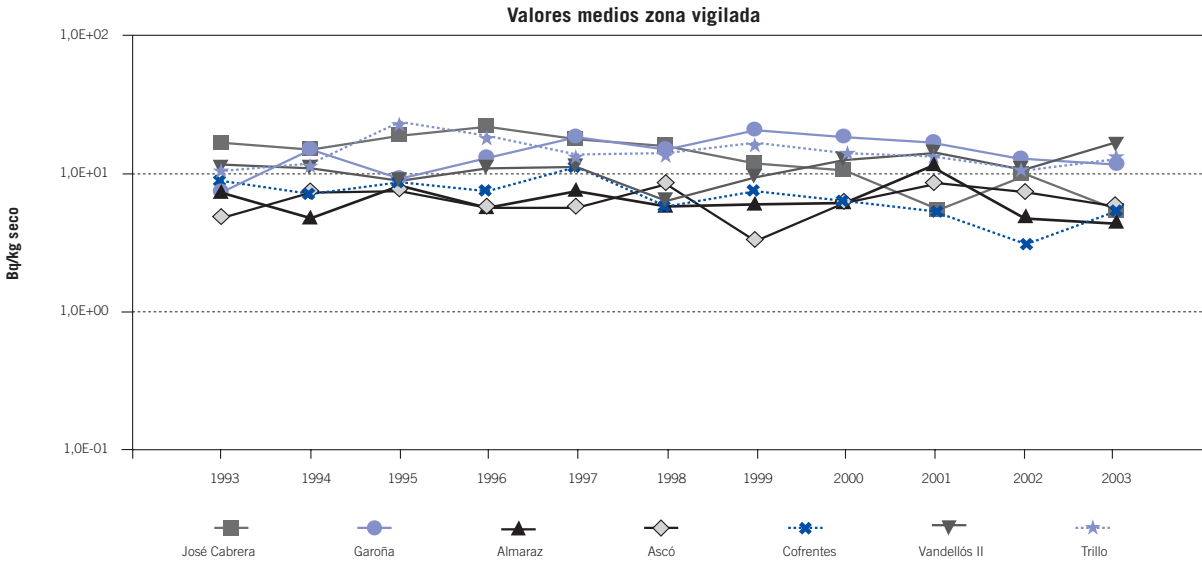


Figura 2.44. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta total

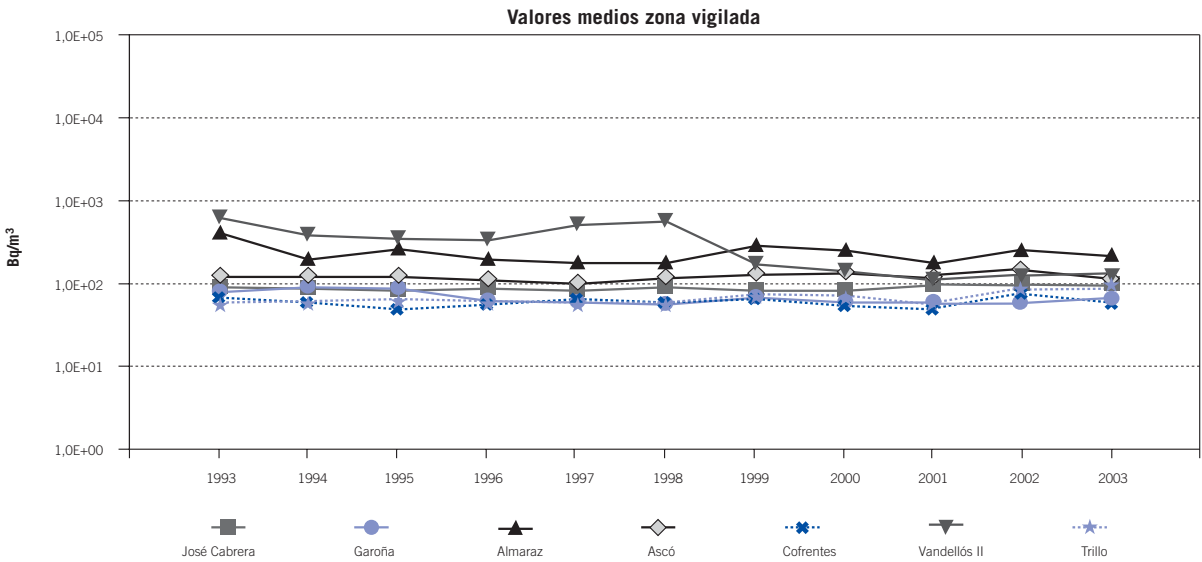


Figura 2.45. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta resto

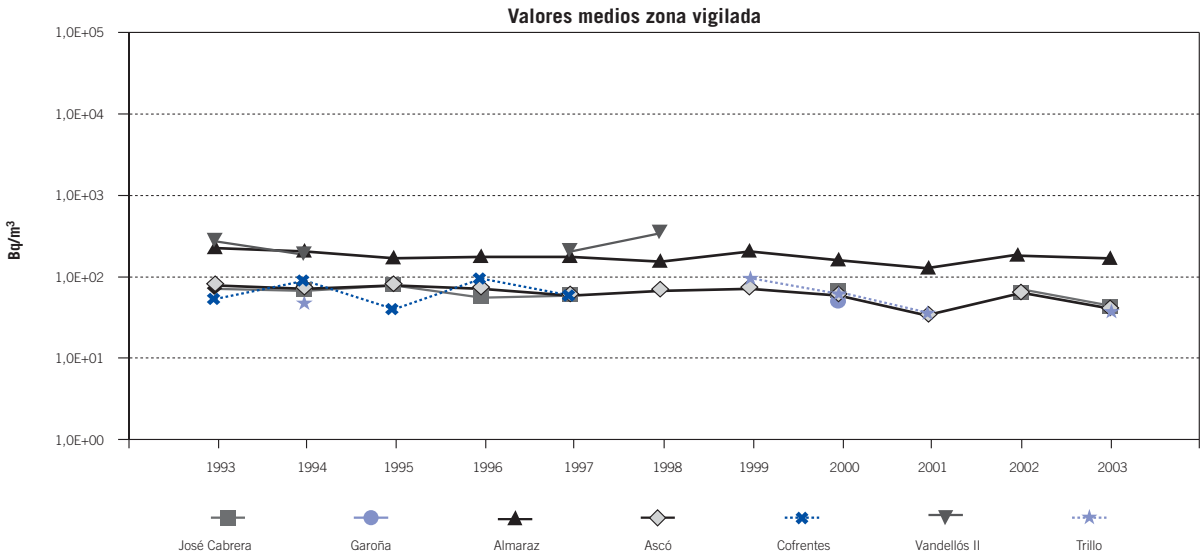


Figura 2.46. Muestras de agua potable. Evolución temporal de Sr-90

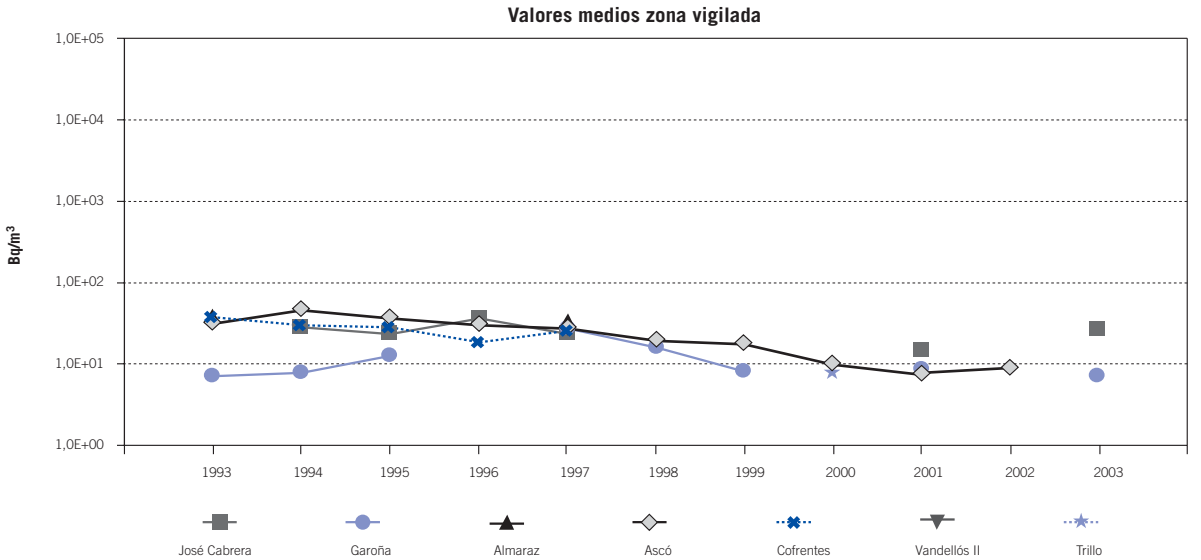


Figura 2.47. Muestras de agua potable. Evolución temporal de tritio

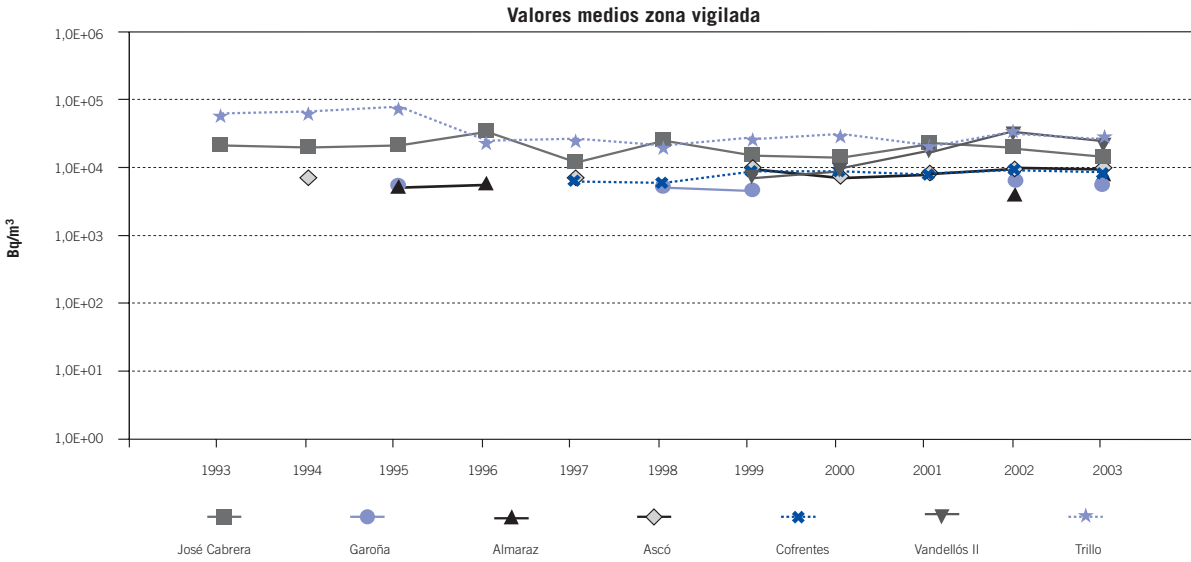


Figura 2.48. Muestras de leche. Evolución temporal del Sr-90

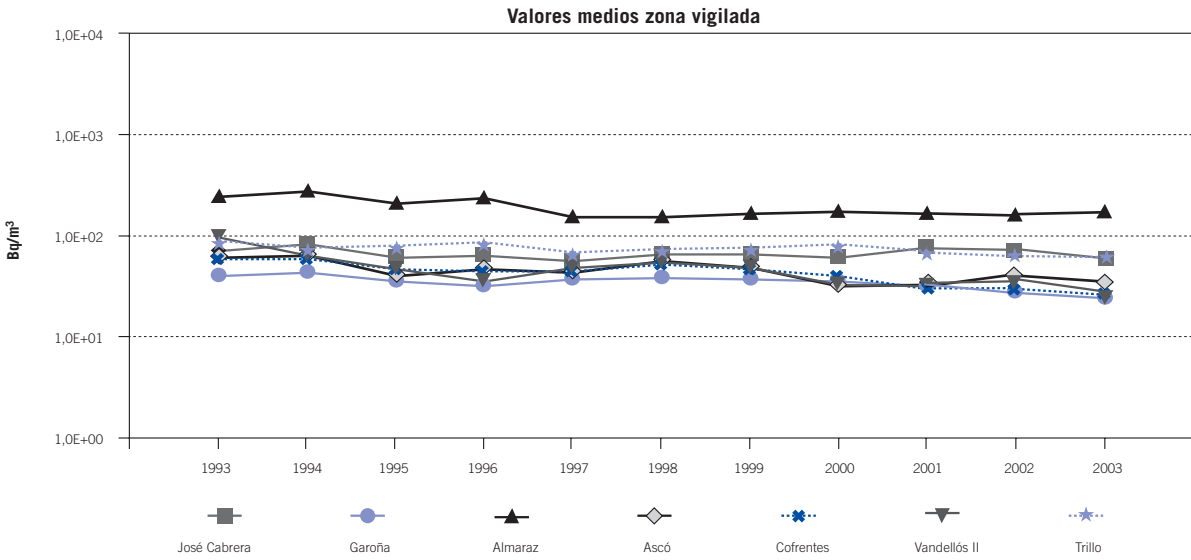


Figura 2.49. Muestras de leche. Evolución temporal de Cs-137

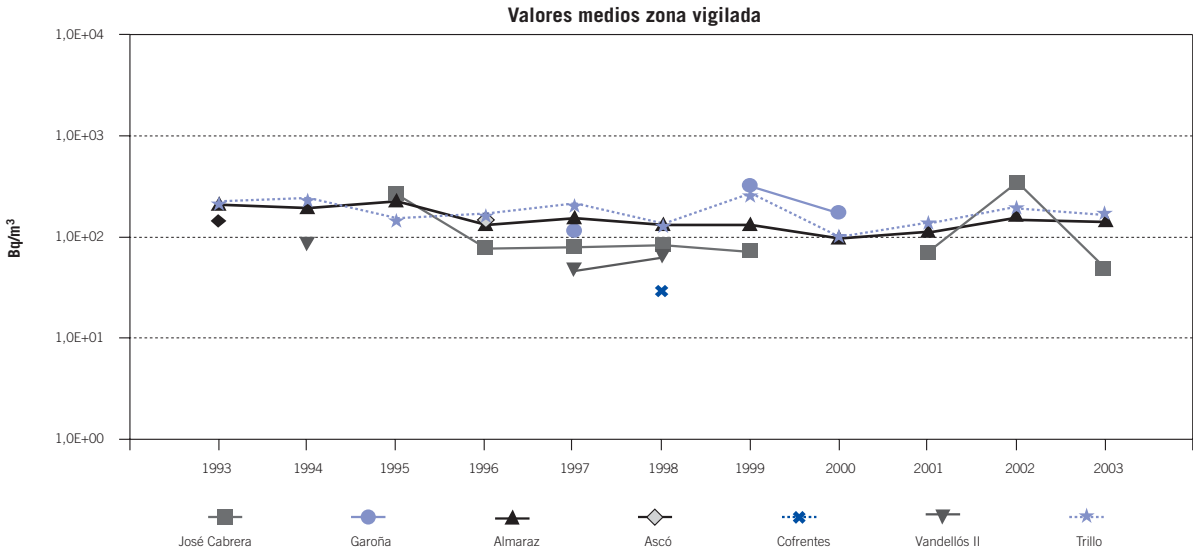
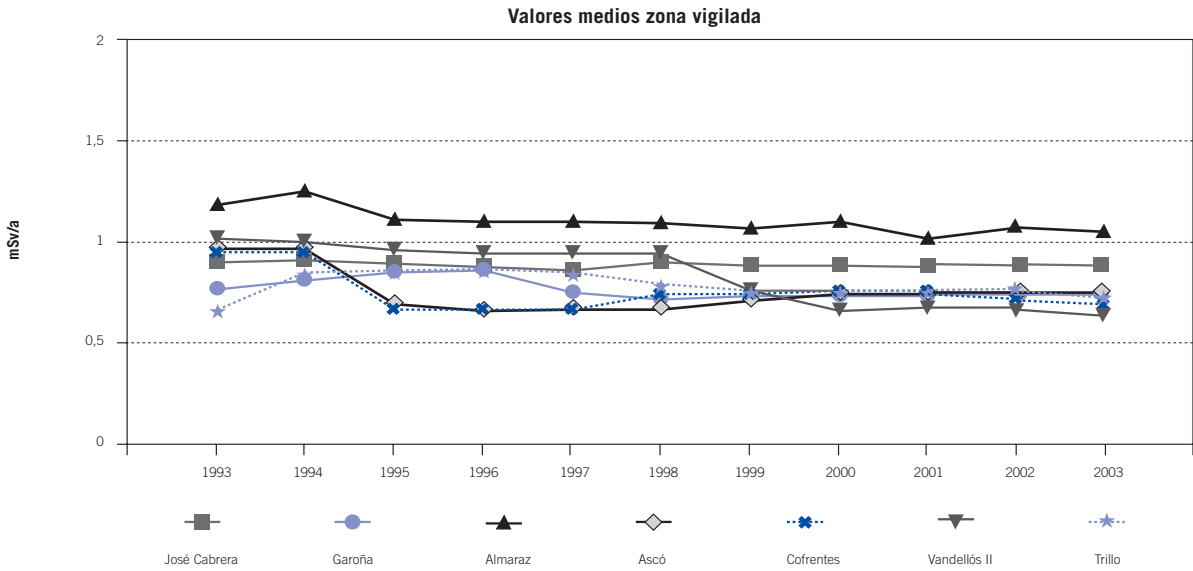


Figura 2.50. Radiación directa. Dosis integrada. Valores de los DTL



2.1.1.10. Combustible irradiado y residuos radiactivos

Combustible irradiado

Los combustibles irradiados generados en las centrales nucleares españolas se encuentran almacenados temporalmente en las piscinas asociadas al diseño inicial de cada una de ellas, y en el almacén temporal de contenedores de la central nuclear de Trillo, con la excepción de los combustibles generados hasta 1983, en las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña, enviados al Reino Unido para su reprocesado, y los generados durante la operación de la central nuclear Vandellós I, enviados a Francia para su reprocesado. Las condiciones de los contratos para el reprocesado de los combustibles en los dos primeros casos contemplan la devolución a España de pequeñas cantidades de material fisionable, mientras que en el caso de la central nuclear Vandellós I, las condiciones del contrato estipulan la devolución a España, de los residuos de alta actividad vitrificados y otros de diferente naturaleza, resultantes del reprocesado de los combustibles a partir del año 2010.

Tras la operación de cambio de los bastidores en las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado de las nueve centrales nucleares en operación, llevada a cabo entre 1993 y 1998, todas las piscinas tendrán capacidad de almacenamiento suficiente hasta el año 2010 y se irán saturando progresivamente a partir de esa fecha, según se detalla posteriormente, en el capítulo número cuatro de residuos radiactivos. Por lo que respecta a la central nuclear de Trillo, cuya piscina se habría saturado en el año 2003, desde mediados del año 2002 dispone de una instalación de almacenamiento en seco, basada en el uso de contenedores metálicos del tipo Doble Propósito Trillo (DPT), para almacenamiento y transporte del combustible irradiado, cuando sea necesario. Dichos contenedores, debidamente licenciados se fabrican en los talleres de la empresa española de Equipos Nucleares, S.A. (Ensa).

El cese de la operación de la central nuclear José Cabrera en abril de 2006 hace necesario, según lo dispuesto en el artículo 28 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), la descarga del combustible de la piscina, previamente al desmantelamiento de la central, o disponer de un plan para la gestión de dicho combustible, por lo que se ha previsto una instalación de almacenamiento independiente en seco en el mismo emplazamiento de la central.

El CSN ha remitido información específica, que recoge los detalles de la gestión del combustible gastado, a través de la respuesta a la Resolución veintiocho de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 17 de diciembre de 2003, por la que se instaba al Consejo de Seguridad Nuclear para que remita antes de junio de 2004 un informe sobre las previsiones de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera.

Residuos radiactivos

En el año 2004 las centrales nucleares en explotación generaron residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad, con una actividad estimada en 47.891,95 GBq acondicionados en 2.729 bidones de 220 litros. En la tabla 2.11 se desglosa la producción de bultos por central.

En la figura 2.51 se muestra el porcentaje por instalación de la generación total de bidones de residuos radiactivos producida durante el año 2004 en las instalaciones nucleares españolas en operación.

La figura 2.52 muestra la distribución porcentual por instalación del contenido de actividad de los residuos generados durante el año 2004.

En el año 2004, Enresa retiró un total de 1.368 bultos de residuos radiactivos acondicionados por las centrales nucleares, que fueron trasladados hasta el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

Tabla 2.11. Bultos de residuos radiactivos generados y evacuados a El Cabril en el año 2004 en las centrales nucleares

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
José Cabrera	762,04	291	306
Santa María de Garoña	23.682,27	485	216
Almaraz I y II	2.915,33	316	162
Ascó I y II	4.968,53	522	180
Cofrentes	8.550,52	724	306
Vandellós II	7.003,60	275	108
Trillo	9,66	116	90
Totales	47.891,95	2.729	1.368

Figura 2.51. Distribución de los 2.729 bultos de residuos radiactivos acondicionados durante el año 2004

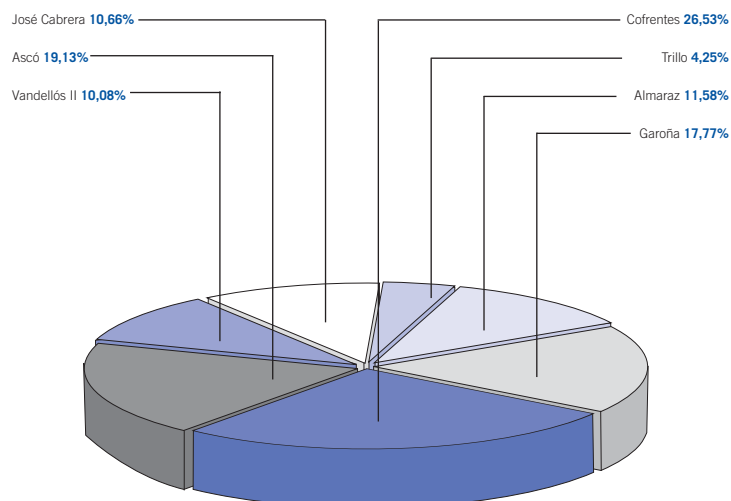
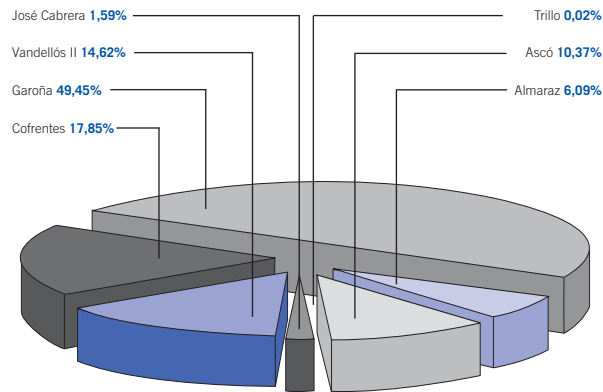


Figura 2.52. Distribución de la actividad generada (47.891,95 GBq) de los residuos radiactivos acondicionados durante el año 2004 por las centrales nucleares españolas en operación



En la figura 2.53 se muestra la distribución, por su origen, en las distintas centrales nucleares, de los bidones de residuos radiactivos sólidos acondicionados transportados durante el año 2004 al centro de almacenamiento de El Cabril.

En la tabla 2.12 se resume la gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares en explotación desde el inicio de su operación, incluyendo el estado actual de ocupación de los almacenes tem-

porales, la capacidad de los almacenes expresada en bidones equivalentes de 220 litros, los porcentajes de ocupación de los almacenes a fecha 31 de diciembre de 2004 y los bidones transportados por Enresa desde cada instalación con destino a El Cabril en dicho año.

En la figura 2.54 se muestra un resumen de la gestión de los residuos radiactivos realizada en las instalaciones nucleares desde el comienzo de su operación.

Figura 2.53. Distribución de los 1.368 bultos de residuos radiactivos acondicionados transportados a El Cabril durante el año 2004

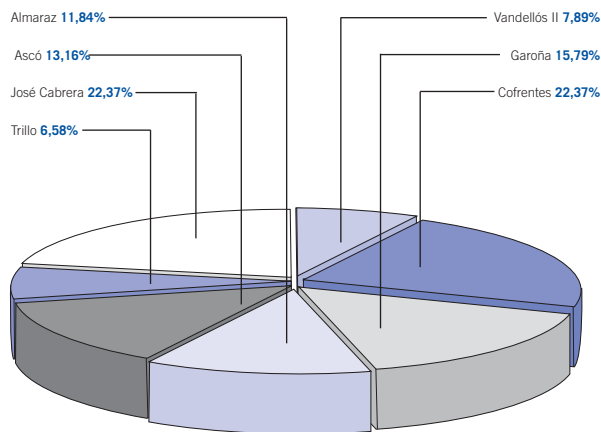


Tabla 2.12. Gestión de los residuos radiactivos acondicionados en las centrales nucleares, desde el inicio de su operación hasta el 31 de diciembre de 2004

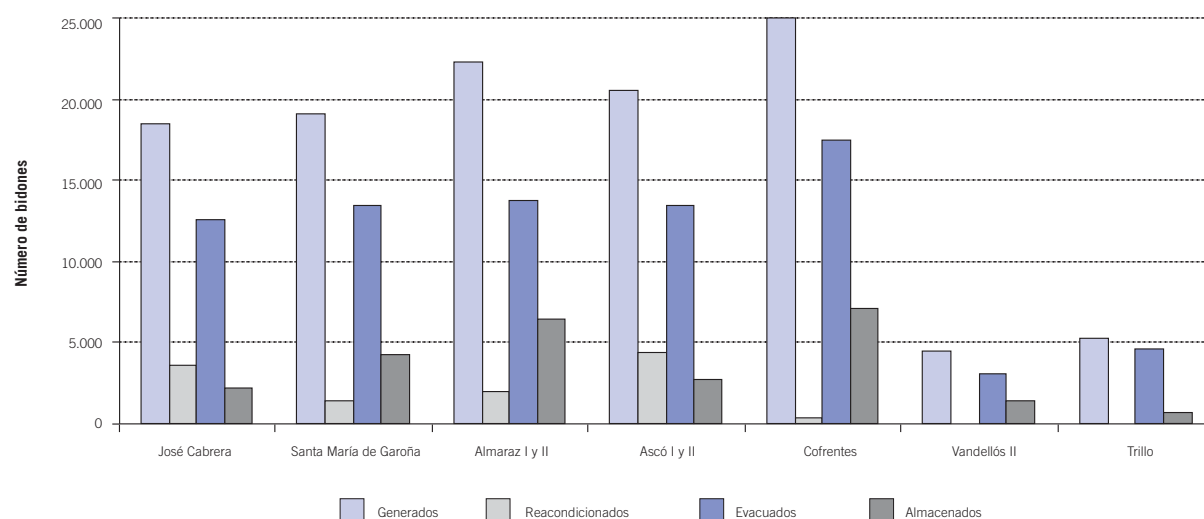
	Bidones generados	Bidones reacondicionados	Bidones evacuados	Bidones almacenados	Bidones almacenados equivalentes 220 litros	Capacidad almacenes	Ocupación almacenes
	(1)	(1)	(1)	(1)	(2)	(2)(3)	(2)
José Cabrera	18.398	3.654	12.565	2.179	1.070	12.669	8,4%
Sta. Mª Garoña	19.101	1.392	13.424	4.285	4.296	9.576	44,9%
Almaraz I y II	22.273	2.019	13.775	6.479	6.890	23.544	29,3%
Ascó I y II	20.507	4.360	13.404	2.743	2.862	8.256	34,7%
Cofrentes	24.948	347	17.474	7.127	7.127	20.100	35,5%
Vandellós II	4.478	0	3.090	1.388	1.388	12.623	11,0%
Trillo	5.199	0	4.556	643	643	10.975	5,9%
Total	114.904	11.772	78.288	24.844	24.276	97.743	24,8%

(1) Residuos acondicionados en bidones de diferentes volúmenes (180, 220, 290, 400 y 480 litros), los bultos reacondicionados han desaparecido al ser transformados en otros bultos de mayor volumen.

(2) Bidones equivalentes de 220 litros. El estado de ocupación de los almacenes temporales de residuos radiactivos acondicionados de media y baja actividad (bidones almacenados equivalentes) y la capacidad de los almacenes viene expresada en número de bidones con volumen equivalente a 220 litros.

(3) La capacidad de almacenamiento de bidones del almacén temporal ZY-3 de la central nuclear de Trillo ha disminuido en un volumen equivalente a 525 bidones de 220 litros (4,56%) al destinar un área equivalente a dicha capacidad para la ubicación de los bastidores de combustible irradiados y diversos útiles provenientes del *re-raking* realizado en la central en 1996.

Figura 2.54. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares españolas



2.1.2. Aspectos específicos

2.1.2.1. Central nuclear José Cabrera

a) Actividades más importantes

La energía bruta producida por la central nuclear José Cabrera en el año 2005 fue de 1.246,211 GWh, con un factor de carga del 94,55%.

Al igual que en años anteriores la central ha estado operando al 94% de potencia térmica y a 149 MWe de potencia eléctrica debido a la pérdida de transmisión de calor en el generador de vapor provocada por ensuciamiento del mismo.

El inicio del ciclo de operación vigésimo-octavo se produjo con el acoplamiento a la red el día 14 de enero de 2004. Este día coincide con el final de la recarga número 27 que tuvo una duración de 60 días como consecuencia de varias incidencias, entre las que destacan: a) desprendimiento de una pieza de la herramienta de movimiento de combustible durante la recarga del núcleo, b) repetición de una prueba de comprobación de caudal del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, y c) demora en el proceso de aprobación de una propuesta de modificación de la especificación técnica relacionada con el sistema de agua de componentes, las cuales fueron resueltas.

Las variaciones de carga más significativas ocurridas a lo largo del año 2004 han estado relacionadas con las fugas a través de tubos del condensador debido a un proceso de corrosión ocurrido en los meses de enero y julio de 2004. Con motivo de las inspecciones de los tubos y el correspondiente taponado de los mismos, la central ha bajado al 50% de carga durante varios días en esos meses.

El 15 de abril de 2004 se realizó el simulacro anual del Plan de Emergencia Interior.

En el 2004 no hubo parada de recarga ya que la anterior se realizó entre noviembre de 2003 y enero de 2004.

En el capítulo 5 de este Informe *Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura*, se detallan las actividades relacionadas con el futuro desmantelamiento de esta central nuclear.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del 9 de enero de 2004, acuerda informar favorablemente sobre la revisión 50 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por el Ministerio de Economía mediante resolución de 9 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 18 de febrero de 2004, acuerda informar favorablemente sobre la revisión 6 del Plan de Emergencia Interior. Esta revisión fue aprobada por el Ministerio de Economía mediante resolución del 11 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 25 de febrero de 2004, acuerda informar favorablemente la revisión 2 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos, con la condición que antes del 31 de diciembre de 2004 el titular presente una nueva revisión que incluyera la gestión de los residuos especiales. Esta revisión fue aprobada por el Ministerio de Economía mediante resolución del 16 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 31 de marzo de 2004, acuerda informar favorablemente la revisión 51 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por el Ministerio de Economía mediante resolución del 20 de abril de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 22 de septiembre de 2004, acuerda informar favorablemente la revisión 52 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por

el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio mediante resolución del 19 de octubre de 2004.

- El Consejo, en su reunión del 22 de septiembre de 2004, acuerda informar favorablemente la revisión 10 del Reglamento de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio mediante resolución del 19 de octubre de 2004.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones.

- El Consejo, en su reunión del 16 de junio de 2004, acuerda requerir a José Cabrera mediante Instrucción técnica complementaria, que antes del 1 de mayo de 2005 remita al CSN una propuesta de modificación de los documentos oficiales de explotación de acuerdo con las actividades que se vayan a realizar en el periodo comprendido entre el fin de la explotación de la central (30 de abril de 2006) y el traslado de los contenedores de almacenamiento de combustible al Almacén Temporal Individualizado (aproximadamente 2009).
- El Consejo, en su reunión 28 de julio de 2004, acuerda que José Cabrera presente según el trámite de *modificación de diseño* la obra del *Almacén temporal individualizado*.
- El Consejo, en su reunión 28 de julio de 2004, acuerda apreciar favorablemente las unidades de almacenamiento de bultos reacondicionados de 400 y 480 litros.
- El Consejo, en su reunión de 15 de diciembre de 2004, acuerda autorizar el servicio de protección radiológica de José Cabrera en cumplimiento del artículo 24 del Real Decreto 783/2001.
- El Consejo, en su reunión de 15 de diciembre de 2004, acuerda apreciar favorablemente el proyecto específico de desclasificación de materiales metálicos.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) de 1 artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 21 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

Las 21 inspecciones realizadas en el 2004 abarcaron las áreas siguientes:

- Instrumentación y control.
- Requisitos de vigilancia relacionados con sistemas eléctricos.
- Seguimiento de la operación de planta fuera del horario laboral.
- Química y programa de erosión- corrosión.
- Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental.
- Plan de emergencia interior y Simulacro anual de emergencia.
- Especificaciones técnicas del sistema de extracción de calor residual.
- Regla de mantenimiento.
- Calificación ambiental de equipos.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Multidisciplinar de sistemas significativos para el riesgo.
- Licenciamiento.

- Experiencia operativa, normativa.
- Residuos de baja y media actividad.
- Programa de gestión de acciones correctivas.
- Garantía de calidad.
- Gestión de vida.
- Formación.

d) **Apercibimientos y sanciones**

Durante el año 2004 no se produjeron apercibimientos ni sanciones.

e) **Sucesos**

Durante el año 2004 se han producido cuatro sucesos notificables y un informe especial en conformidad con los requisitos que figuran en el capítulo de normas administrativas de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estos sucesos son los siguientes:

- El día 4 de marzo de 2004, el titular notificó (ISN-01/04) el disparo y arranque automático de equipos de seguridad (bomba de agua de servicios esenciales del tren B), como consecuencia de la transferencia de alimentación eléctrica exterior de la fuente de suministro eléctrico exterior de 46 kV a la de 220 kV. Esta transferencia se produjo por pérdida de la línea de 46 kV de Bolarque debido a una tormenta en la zona.
- El día 2 de junio de 2004, el titular notificó (ISN-02/04) el descubrimiento de una deficiencia de diseño en el sistema de agua de alimentación auxiliar consistente en que en caso de pérdida total de suministro eléctrico, la turbobomba de agua de alimentación auxiliar se quedaría en recirculación en lugar de inyectar agua al generador de vapor, hasta que se realizasen una serie de acciones del operador contempladas en procedimientos. El impacto del suceso en la seguridad es mínimo porque el tiempo existente

para ejecutar las acciones manuales contempladas en procedimientos es suficientemente grande.

- El día 29 de julio de 2004, el titular notificó (ISN-03/04) el descubrimiento de una deficiencia de diseño en los transmisores de nivel del generador de vapor. La consecuencia de esta deficiencia es una desviación en la señal de disparo del reactor por señal de muy bajo nivel en el generador de vapor de menos de un 1%, ocasionando un impacto en la seguridad mínimo. No obstante, debido a la reducción en la *defensa en profundidad*, el suceso se clasificó con nivel 1 *Incidente* en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES). De forma inmediata el titular calibró de nuevo los transmisores afectados y realizó un análisis de causa raíz.

Todos los sucesos fueron clasificados con nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), salvo el mencionado ISN-03/04 que se clasificó como 1 *Incidente* debido al impacto en el punto de tarado de dichos transmisores. Todos los sucesos han sido analizados por el titular y el CSN restableciendo las condiciones idóneas y analizando las causas del mismo para evitar su repetición.

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna.

Paradas no programadas

No se ha producido ninguna.

2.1.2.2. Central nuclear Santa María de Garoña

a) **Actividades más importantes**

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante la parada programada llevada a cabo desde el día 18 al 20 de abril de 2004 para realizar trabajos de mantenimiento, las reducciones de carga llevadas a cabo los días 30 de marzo, 22 de abril, 27 de agosto y 29 de noviembre de 2004 para realizar trabajos de mantenimiento y

las reducciones de carga practicadas los días 18 de enero, 1 de agosto, 14 de noviembre y 26 de diciembre de 2004, para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y ajustes del modelo de barras de control. Durante el año 2004 la central no ha realizado parada para recarga de combustible.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 4.049,59 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.710,25 horas, con un factor de carga del 98,93% y un factor de operación del 99,16%.

El simulacro anual del *Plan de emergencia interior* se realizó el 20 de mayo de 2004. En esta ocasión el simulacro tuvo las características de llevarse a cabo conforme a un escenario desconocido y de incluir el supuesto de la pérdida del suministro de datos automatizados a la Sala de emergencias del CSN durante las dos horas siguientes al transcurso de la primera hora del simulacro.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del 24 de marzo de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 4 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 31 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 22 de septiembre de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 18 del *Reglamento de funcionamiento*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de octubre de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 22 de septiembre de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 8 del *Plan de emergencia interior*. Esta

revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de octubre de 2004.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a autorizaciones, apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones:

- El Consejo, en su reunión del 24 de marzo de 2004 acordó apreciar favorablemente la revisión 3 del *Manual de requisitos de operación*.
- El Consejo, en su reunión del 15 de diciembre de 2004 acordó apreciar favorablemente la modificación de la Instrucción técnica complementaria (ITC) número 25 al *Permiso de explotación* de la central, relativa al programa de inspección de las soldaduras sobre tuberías de acero inoxidable.
- El Consejo, en su reunión del 15 de diciembre de 2004 acordó conceder al titular la autorización para el Servicio de Protección Radiológica de la central que había solicitado, atendiendo al artículo 24 del *Real Decreto* 783/2001, por el que se aprueba el nuevo *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 22 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 22 inspecciones realizadas en 2004, las 14 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Mantenimiento y actualización de los APS.
- Inspección funcional de sistemas significativos para el riesgo.
- Programa de inspección en servicio: Proceso general a realizar fuera de recarga.
- Diseño de recargas, ciclo de operación, modificaciones del combustible y aspectos de criticidad.
- Gestión de residuos radiactivos sólidos de media y baja actividad.
- Gestión del licenciamiento y soporte técnico a la explotación.
- Programa de protección y prevención de incendios.
- Modificaciones de diseño.
- Seguimiento de actividades generales de operación.
 - Calificación ambiental de equipos.
 - Gestión de vida.
 - Inspecciones no anunciadas (3).

El resto de inspecciones se han dedicado a sucesos, modificaciones de diseño y seguimiento de la operación. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Comprobaciones relacionadas con la salida de la central de chatarra contaminada y su posterior regreso a la misma (2).
- El nuevo simulador de entrenamiento alcance total.
- Mantenimiento de la operatividad del *Plan de emergencia interior* y simulacro anual del mismo.
- Transporte de sustancias radiactivas.

- Actividades de control de los suministradores que prestan servicios a la central.
- Uso de instrumentación digital en la central.
- Inventario radiológico utilizado en el desarrollo del *Término fuente alternativo*.

d) Apercebimientos y sanciones

- El Consejo, en su reunión del 14 de julio de 2004 acordó proponer la apertura de un expediente sancionador al titular, por incumplimiento del *Manual de protección radiológica* y del *Manual de garantía de calidad* con motivo de la salida de la central de chatarra contaminada.

e) Sucesos

En el año 2004 el titular notificó un suceso según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que se describe a continuación.

Dicho suceso fue clasificado como nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas automáticas del reactor

No se han producido paradas automáticas del reactor.

Paradas no programadas.

- No se han producido paradas no programadas.

Otros sucesos notificables

- El día 3 de febrero de 2004, el titular envió a una instalación de reciclado diferentes piezas (38) de chatarra contaminada, con un peso aproximado de 1000 kg. El origen de este material era una estructura de soporte de blindaje utilizada años atrás para trabajos de mantenimiento en la vasija del reactor. El material no tenía contaminación superficial desprendible y llegó a la instalación de reciclado como consecuencia de un error de supervisión. El titular envió a la instalación de reciclado inadvertidamente el material contaminado junto con material limpio.

La estructura de soporte de blindaje había sido almacenada después de su uso en un almacén de material radiactivo de la central y varias semanas antes del suceso fue sacada del almacén para trocearla antes de seguir un proceso de descontaminación. Durante las operaciones de limpieza realizadas después de las operaciones de corte, las piezas se llevaron a un almacenamiento de material limpio.

El sistema de detección de radioactividad de la entrada de la instalación de reciclado identificó la presencia de radioactividad y el propietario separó y aisló el material en la forma establecida en el protocolo existente entre este tipo de industria y el CSN. Algunas piezas presentaban una tasa de dosis en contacto de 40 $\mu\text{Sv/h}$. El propietario de la instalación de reciclado informó al CSN y al titular de la central. El titular informó también al CSN. El titular envió a la instalación de reciclado varios expertos en protección radiológica para caracterizar las piezas y tres días más tarde devolvió la chatarra a la central mediante un transporte controlado radiológicamente.

En suceso no tuvo consecuencias ni para el personal, ni para el medio ambiente.

El CSN clasificó el suceso como nivel 1 en la International Nuclear Event Scale (INES).

En este caso de suceso notificable, el titular realizó un análisis para determinar las causas del suceso e implantar las acciones correctoras correspondientes.

2.1.2.3. Central nuclear de Almaraz

a) Actividades más importantes

Unidad I

La central ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 8.521,614 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.784 horas, con un factor de carga del 99,30% y un factor de operación del 100%.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a la parada programada del día 14 de enero, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el período de recarga de combustible.

En la Unidad II se ha realizado, la decimoquinta parada de recarga (15R2) desde el día 3 hasta el 30 de octubre de 2004.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 64 elementos combustibles nuevos, fueron:

- Inspección de los sellos de las bombas de refrigeración del reactor RCP-1.
- Sustitución de un componente interno y cambio de motor de la bomba de refrigeración del reactor RCP-1.
- Inspección por corrientes inducidas al 9% de tubos de los generadores de vapor nº 1 y 2.
- Inspección mecanizada y visual de la vasija del reactor, así como de la tapa y soportes, con resultados satisfactorios.
- Pruebas de fugas en penetraciones del recinto de contención.
- Mantenimiento de ambos trenes B de salvaguardias tecnológicas.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 7.829,508 GWh, habiendo estado acoplada

a la red durante 8.082 horas, con un factor de carga del 90,95% y un factor de operación del 92,01%.

Ambas unidades

El simulacro anual, común para ambas unidades, del *Plan de emergencia interior* se realizó el día 18 de noviembre de 2004. El suceso simulado, propuesto como característica específica por el CSN, incluyó un suceso iniciador relativo a seguridad física, llegándose hasta categoría III (*Emergencia en el emplazamiento*).

b) autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión de 18 de febrero de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 14 del *Plan de emergencia interior* de Almaraz. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión de 25 de febrero de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 73 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la unidad I. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión de 28 de mayo de 2004, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 74 y 69 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de junio de 2004.
- El Consejo, en su reunión de 16 de junio de 2004, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 75 y 70 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas

por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 29 de junio de 2004.

- El Consejo, en su reunión de 22 de septiembre de 2004, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 76 y 71 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de octubre de 2004.
- El Consejo, en su reunión de 15 de diciembre de 2004, acordó informar favorablemente sobre la autorización del Servicio de Protección Radiológica de la central nuclear Almaraz.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 31 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 31 inspecciones realizadas en el 2004:

Las siguientes 20 inspecciones corresponden al *Programa base de inspección*:

- Gestión del licenciamiento.
- Seguimiento de actividades generales de operación.
- Programas de formación y entrenamiento.
- Desarrollo del proceso de modificaciones de diseño.
- Protección física.

- Simulacro de emergencia.
- Requisitos de vigilancia de sistemas eléctricos y de instrumentación y control.
- Inspección en servicio. Presencia de pruebas.
- Inspección sobre ingeniería nuclear.
- Experiencia operativa y normativa.
- Protección radiológica operacional (2) en la 15ª recarga de la unidad-II.
- Seguimiento de la vigilancia y control de efluentes radiactivos.
- Vigilancia y control de residuos radiactivos de media y baja.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Inspección de pruebas de arranque de la unidad-II.
- Inspección sobre organización y factores humanos.
- Inspecciones no anunciadas (3) de la inspección residente del CSN.

El resto de inspecciones, 11, están relacionadas con:

- Inspección general de la recarga de la unidad II por los inspectores residentes.
- Revisión del *Programa Alara* en la misma.

Seguimiento del cumplimiento de instrucciones complementarias del CSN como son las relativas a:

- Sumidero final de calor.
- Inspección sobre pruebas hidráulicas del sumidero final de calor.

- Puesta en marcha del nuevo sumidero final de calor.

Otras inspecciones:

- Revisión de incidentes eléctricos, mantenimiento y pruebas de transformadores.
- Revisión de incidentes desde el punto de vista de factores humanos.
- Sumideros de contención.
- Cálculos en válvulas motorizadas, MOVS.
- Instrumentación de vigilancia sísmica.
- Transporte de material radiactivo
- Plan de emergencia interior.

d) Apercibimientos y sanciones

No se ha producido a lo largo del año 2004 ningún apercibimiento, ni sanción a la central nuclear de Almaraz.

e) Sucesos

En el año 2004 el titular notificó dos sucesos, uno común para ambas unidades, según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones técnicas de funcionamiento.

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna parada automática de reactor.

Paradas no programadas

Ninguna

El día 7 de julio de 2004 se inició una bajada de carga hasta 687 MWe para reparar cojinetes y retorno de cierres de la turbobomba de agua de ali-

mentación auxiliar. El día 8 ya se alcanzó nuevamente el 100% de potencia.

Otros sucesos notificables

Ver posteriormente el suceso notificable común para ambas unidades.

Unidad II

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna parada automática de reactor.

Paradas no programadas

- El día 14 de enero de 2004 se inició una parada de la unidad-II para sustituir la fase S del transformador principal T2 por el de repuesto, al haberse detectado una pérdida de aislamiento del bobinado del mismo. El día 17 de enero se volvió a acoplar la unidad a la red.
- El día 29 de octubre de 2004, tras hacer crítico el reactor una vez finalizadas las pruebas nucleares de recarga a cero potencia, se volvió a hacer subcrítico el reactor para realizar trabajos pendientes antes de la criticidad, acoplando a la red el día 30 de octubre y dándose por finalizada la recarga.

Otros sucesos notificables

- El día 25 de octubre de 2004, con la unidad II en modo 5 en fase de recarga, durante la realización de unas pruebas sobre *requisitos de vigilancia de salvaguardias tecnológicas*, se detectó que existían configuraciones en las que el caudal total suministrado por las bombas era superior al caudal de *run-out* licenciado por Westinghouse. El caudal calculado por Westinghouse es superior al máximo de diseño de las bombas de carga e indica en sus análisis que pueden presentarse cavitaciones en las bombas. Para evitar estos riesgos de cavitación se propuso como medida compensatoria cerrar las válvulas de recirculación de las bombas de carga, con lo que el caudal de inyección sería, en todos los casos, inferior

al recomendado por Westinghouse. Esta práctica operativa se ha optado por recogerla como una precaución a tomar en todos los procedimientos de emergencia afectados y se consideró suficiente establecer éstas medidas compensatorias para justificar el paso a modo 4 mediante una justificación para continuar la operación (JCO).

Suceso notificable común a las dos unidades

- El día 29 de julio de 2004 se tuvo conocimiento de la posible existencia de errores de calibración en los transmisores de nivel de los generadores de vapor de una central nuclear española, derivados de la incorrecta aplicación de una corrección por presión estática en los citados transmisores. Así mismo se conoció la comunicación del fabricante de esos transmisores, Rosemount, a la citada central, aclarando la manera adecuada de aplicar la corrección.

Una vez conocida la existencia de una problemática en la calibración de transmisores de nivel de generadores de vapor, del mismo fabricante que los instalados en central nuclear de Almaraz, se realizó la investigación de la posible aplicación del problema a Almaraz.

El análisis realizado puso de manifiesto que existía un pequeño error en la calibración de los transmisores de nivel de rango estrecho y de rango ancho de los generadores de vapor. desde su montaje inicial, que al ser detectado ha supuesto la declaración de inoperabilidad de todos los transmisores, con la entrada en la condición límite de operación C.L.O. 3.0.3 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, y la necesidad de efectuar la recalibración de los mismos.

El error de calibración producía el efecto de presentar una sobreindicación de nivel entre el 2,05% para el 0% de nivel real y el 0,55% para el 100% de nivel real, con una desviación en el punto de disparo de reactor por bajo nivel del

1.8%, y del 1.04% en el de disparo de turbina por alto nivel.

El incidente no ha supuesto daños al personal, ni a la planta, siendo nula la indisponibilidad energética provocada por el mismo.

El incidente ha sido calificado por el Consejo de Seguridad Nuclear con el nivel 1 *Anomalía* en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

En todos los casos anteriores de sucesos notificados, el titular realizó un análisis para determinar las causas del suceso e implantar las acciones correctoras correspondientes.

2.1.2.4. Central nuclear de Ascó

a) Actividades más importantes.

Unidad I

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y sucesos, así como durante la parada programada de la 17ª recarga de combustible que tuvo lugar entre el 4 de septiembre y el 7 de octubre de 2004.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, han sido la inspección *on-line* de elementos combustibles mediante la técnica *in mast sipping*, la realización de la prueba de fugas de penetraciones de contención (ILRT) y la inspección mecanizada de la vasija con resultados satisfactorios.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.074,680 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.970,56 horas, con un factor de carga del 89,03% y un factor de operación del 90,74%.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a las re-

ducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y sucesos, así como durante la parada programada de la 15ª recarga de combustible que tuvo lugar entre el 13 de marzo y el 10 de abril de 2004.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga fueron:

- Mini- aumento de potencia térmica nuclear de 2.910 MWt a 2.952,3 MWt.
- Modificación de la tapa del reactor para reducir su temperatura y la sustitución de la misma.
- Nueva correlación del límite de ebullición nucleada LEN WRB-2M para combustible tipo MAEF con IFM, eliminación del disparo del reactor por alta variación negativa de flujo neutrónico, la modificación de los puntos de disparo y tiempos de retardo considerados en los análisis de accidentes y la modificación del control de caudal de agua de alimentación principal de la central.
- Inspección visual del huelgo barra-cabezal en seis elementos combustibles tipo MAEF con IFM con vainas de zirco y la inspección visual completa de tres elementos combustibles con el máximo quemado, con resultados satisfactorios.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 7.238,080 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.323,67 horas, con un factor de carga del 80,22% y un factor de operación del 83,38%.

Ambas unidades

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el 2 de diciembre de 2004. El suceso simulado tuvo lugar en la unidad I, y se inicia con la declaración de emergencia de categoría II al haberse producido un incendio de duración superior a 10 minutos que puede afectar a la bomba de agua de alimentación auxiliar B. A continuación, durante

trabajos de reparación de elementos combustibles en el Edificio de combustible se producen daños en un elemento combustible, que ocasiona un vertido al exterior. Posteriormente se producen otros incidentes operativos que obligan a declarar categoría III y IV, sucesivamente.

Como respuesta a los sucesos notificables que estaban teniendo lugar en central nuclear Ascó a lo largo del año 2004, un equipo multidisciplinar de técnicos del CSN llevó a cabo una inspección a esta central en los meses de julio y noviembre, especialmente centrada en tres incidentes. En esta inspección se llevaron a cabo diversas comprobaciones, entre las cuales cabe destacar una serie de entrevistas a todos los miembros de los turnos de operación saliente y entrante relacionados con uno de los incidentes.

En septiembre de 2004, central nuclear de Ascó envió al CSN un *Plan de acción* tras los sucesos ocurridos en ambas unidades de Ascó durante el período septiembre 2002 - junio 2004 (22 sucesos notificables), identificando una serie de acciones correctivas. Este plan de acción se basa en el análisis realizado por técnicos de esta central y de la central nuclear Vandellós II, así como en el análisis de la experiencia operativa interna reciente, llevado a cabo por WANO entre los días 6 y 8 de julio de 2004, y en particular de los seis sucesos acaecidos de abril a junio de 2004.

Tras la evaluación llevada a cabo por el equipo inspector, se ha considerado insuficiente el *Plan de acción* de septiembre de 2004, por lo que se ha emitido la Instrucción técnica de referencia CSN-IT-05-28 de fecha 22 de marzo de 2005, requiriendo al titular una serie de acciones correctivas detalladas en el *Anexo* de la citada instrucción.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del 17 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente sobre las revisiones de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 74 de la central nuclear Ascó I y 74 Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 10 de marzo de 2004, acordó informar favorablemente sobre el aumento de potencia térmica a 2.952,3 MWt (1,4% potencia térmica nuclear) y conversión a cabeza fría y la sustitución de la cabeza de la vasisa del reactor, así como sobre la revisión 36 del *Estudio de seguridad* (ES) y la revisión 75 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear Ascó II, ambas asociadas a las modificaciones citadas. Estas modificaciones fueron autorizadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de marzo de 2004, y las revisiones del ES y de las ETF fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de la misma fecha.
- El Consejo, en su reunión del 10 de marzo de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 75 de la central nuclear Ascó I. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de marzo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 19 de mayo de 2004, acordó informar favorablemente sobre la revisión 8 del *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de junio de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 2 de junio de 2004, acordó informar favorablemente sobre las revisiones de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 76 de la central nuclear Ascó I

y 76 Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de junio de 2004.

- El Consejo, en su reunión del 28 de julio de 2004, acordó desestimar la propuesta de cambio PC-216, revisión 0 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear Ascó I relativa a la extensión por una vez de la prueba Tipo A de fuga integrada de la contención (ILRT). Esta propuesta fue denegada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de septiembre de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 6 de octubre de 2004, acordó informar favorablemente sobre las revisiones de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 77 de la central nuclear Ascó I y 77 Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de octubre de 2004.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones:

- El Consejo en su reunión del 2 de junio de 2004 acordó apreciar favorablemente la propuesta de revisión 13 del libro II *del Manual de vigilancia Ascó II* frente a los efectos del levantamiento del terreno.
- El Consejo en su reunión del 5 de octubre de 2004 acordó conceder una exención temporal al cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 3/4.5.2 y 3/4.5.3 de la central nuclear Ascó I, hasta el 1 de marzo de 2005, con el compromiso del titular de presentar antes del 15 de noviembre de 2004 una propuesta de cambio de estas especificaciones.
- El Consejo en su reunión del 3 de noviembre de 2004 acordó apreciar favorablemente la solicitud para proceder al sellado y pintado de fisuras

de los muros del foso del *Edificio auxiliar* de la central nuclear Ascó II.

- El Consejo en su reunión del 15 de diciembre de 2004 acordó apreciar favorablemente la solicitud de autorización del Servicio de Protección Radiológica de la central nuclear de Ascó.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 32 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 32 inspecciones realizadas en el 2004, las siguientes están relacionadas con sucesos notificables ocurridos en la planta:

- Aspectos relativos a fallos humanos y organizativos asociados a los sucesos ocurridos en la central nuclear Ascó II los días 13 de marzo, 3 de mayo y 6 de junio de 2004.
- Suceso ocurrido en la central nuclear Ascó II el día 16 de octubre de 2004, relativo al cortocircuito de la fase T del transformador principal.

Las 21 inspecciones siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Actividades de gestión de vida útil central nuclear de Ascó; años 2000, 2001 y 2002.
- Cumplimiento del *Programa de garantía de calidad*.
- Gestión integral del mantenimiento.

- Requisitos de vigilancia de sistemas eléctricos y de instrumentación y control, 15ª recarga central nuclear Ascó II.
 - Inspección no anunciada fuera de horario normal (4 inspecciones).
 - Programa de protección radiológica operacional (2 inspecciones: 15ª recarga de la central nuclear de Ascó II y 17ª recarga de Ascó I).
 - Control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
 - Calificación ambiental de equipos
 - Seguimiento de actividades generales de operación.
 - Seguridad física.
 - Programas inspección en servicio de las centrales nucleares Ascó I y Ascó II a lo largo del segundo intervalo de inspección.
 - Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) y Plan de Vigilancia Radiológica en Emergencias (PVRE).
 - Diseño de recargas, ciclo de operación, modificaciones del combustible y aspectos de criticidad 17ª recarga de central nuclear Ascó I.
 - Inspección de válvulas motorizadas, y de sistemas de instrumentación y control, 17ª recarga de la central nuclear Ascó I.
 - Seguimiento de la química y erosión corrosión.
 - Mantenimiento y actualización de los APS.
 - *Plan de emergencia interior* y simulacro de emergencia.
 - Sistemas de filtración relacionados con la seguridad (R.G. 1.52, rev. 3) y Sistema de vigilancia de temperatura de áreas.
 - Calificación sísmica de equipos.
 - Sumideros de contención (IE Bulletin 2003-01) (2 inspecciones).
 - Inspección prueba de fugas integral de la contención (ILRT).
 - Vigilancia de la integridad estructural de la contención. 6ª Campaña de la central nuclear Ascó II, 2004.
 - Mini-aumento de potencia térmica (MAP) y conversión a cabeza fría de la central nuclear Ascó II.
 - Revisión de cálculos de isotopía para término fuente.
 - Medida de caudal de agua de alimentación principal por ultrasonidos.
 - Nueva tapa vasija: comprobaciones sobre la fabricación y cálculos estructurales.
- d) **Apercibimientos y sanciones**
- El Consejo en su reunión del 10 de noviembre de 2004 acordó proponer la apertura de expediente sancionador a la central nuclear Ascó I por el incumplimiento de la condición límite de operación 3.7.12 *Barreras resistentes al fuego de la Especificación Técnica de Funcionamiento 3/4.7.12*, relativa a la vigilancia horaria establecida en dicha condición.

e) **Sucesos.**

El resto de inspecciones se han dedicado principalmente a comprobar aspectos relativos a cambios de ETF y cumplimiento de normativa y de requisitos de vigilancia. En particular se realizaron inspecciones sobre:

En el año 2004 el titular notificó 13 sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala

Internacional de Sucesos Nucleares (INES). Ninguno de los sucesos ha afectado a la seguridad de la planta.

Sucesos notificables con parada del reactor

Unidad I

- El día 14 de mayo de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo parada automática del reactor, por muy bajo nivel en el generador de vapor C, producido por la pérdida de aire de instrumentos.

Se estaba procediendo al cambio de torres de secado del sistema de aire de instrumentos, para realizar la medición de partículas, cuando se produjo una bajada de presión de aire de instrumentos, causando el cierre de las válvulas de agua de alimentación principal y como consecuencia bajo nivel en el generador vapor C. La pérdida del aire de instrumentos fue un error del rondista que efectuaba el cambio de secadores, al aislar la torre de secado en servicio antes de alinear la otra torre.

Se procedió a recuperar el aire de instrumentos, y se ejecutaron los procedimientos de vigilancia para proceder al arranque de la planta.

Unidad II

- El día 6 de junio de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo parada automática de reactor con actuación de la inyección de seguridad. Se activó el Plan de emergencia interior en su categoría I-*Prealerta*.

La parada de reactor se produjo por disparo de turbina al activarse la matriz de protecciones eléctricas del alternador, tras una perturbación en la red eléctrica exterior de 400 kV originada en la subestación de Can Jardí, en Barcelona, al haber recolocado inadecuadamente los diodos del IPX-146 relé de protección de secuencia inversa en la matriz de protecciones eléctricas del alternador. Durante las maniobras de recuperación de

la planta, se produjo la actuación de la inyección de seguridad por baja presión en las líneas de vapor, al haber arrancado erróneamente las bombas de circulación.

- El día 16 de octubre de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo parada automática de reactor por disparo de turbina, originada por disparo del transformador principal.

El disparo del transformador principal se produjo por un cortocircuito en su fase T, ocasionando la pérdida de la mayor parte del aceite del transformador. Seguidamente se produce la pérdida del transformador auxiliar de arranque (TAA1) por falta a tierra, originándose la pérdida de tensión a las barras 2A, 3A, 4A, 5A y 7A con acople correcto del generador diesel A.

La no existencia del permisivo de sincronismo para la transferencia de las barras 2A y 3A es la causa de que no se realizara la transferencia rápida, por discrepancia en la tensión con respecto a la nominal. También se produjo el disparo de los interruptores de las bombas principales del primario (BRR) por mínima frecuencia en dos de tres barras de las BRR's al no darse en ellas la transferencia rápida, permaneciendo la planta en circulación natural durante 16 minutos hasta el arranque manual de la BRR- B. Se mantuvieron las barras 2, 3 y 4 alimentadas desde el transformador TAA2.

Se produjo deformación de la carcasa del transformador principal. No se produjo incendio del aceite ni de ningún otro tipo, ni vertidos de aceite al río.

Se estabilizó la planta en *Modo 3* mediante las instrucciones de operación E-0 y ES-01, y se llevó la planta a *Modo 4*, procediéndose a la sustitución de la fase afectada del transformador por la de reserva tras su traslado de la unidad I.

- El día 23 de noviembre de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo parada automática de reactor por disparo de turbina, originado por disparo del transformador principal.

El disparo del transformador principal se produjo por un cortocircuito en su fase S, con ligeros deterioros en la carcasa y derrame conducido de aceite. El incidente fue similar al ocurrido el 16 de octubre de 2004 en la fase T del mismo transformador. Se llevó la planta a condiciones estables en *Modo 3*, y tras comprobar el alcance de la avería se llevó la planta a *Modo 5* para sustituir la fase afectada del transformador por la de reserva de Vandellós II, realizando las modificaciones pertinentes.

En este suceso la transferencia de alimentación a las barras 2A, 3A, 4A, 5A y 6A desde los transformadores auxiliares de arranque se produjo correctamente.

Sucesos notificables sin parada del reactor

Unidad I

- El día 7 de mayo de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se declaró inoperable el canal del sistema de disparo del reactor por tiempo superior al establecido en la *Acción 1* de la Condición Límite de Operación (CLO) 3.3.1.

Durante la realización del procedimiento de vigilancia 1/PV-92-A1 *Prueba funcional del interruptor de disparo del reactor, de la lógica de disparo del reactor y de la lógica de actuación de salvaguardias tecnológicas tren A*, permaneció puenteado un canal asociado a los interruptores de disparo del reactor por un tiempo superior en cinco minutos a las dos horas establecidas en la *Acción 1* de la *Condición límite de operación 3.3.1* de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, por no haber podido cerrar el interruptor de disparo del reactor 52/RTA debido a un fallo en un contacto del circuito de cierre del mismo por ensuciamiento.

Se procedió a reparar el interruptor, y se volvió a cumplimentar el *Plan de vigilancia 1/PV-92-A1*. La planta siguió operando al 100% de potencia.

- El día 28 de julio de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, el titular informó al CSN del incumplimiento de la vigilancia horaria establecida en la *Condición límite de operación C.L.O. 3.7.12 Barreras resistentes al fuego* de las Especificaciones técnicas de funcionamiento. El incumplimiento fue descubierto por el inspector residente el día 24 de julio de 2004 y confirmado por el titular el día 27 de julio.

La ronda de vigilancia de frecuencia horaria en los edificios de los generadores diesel A y B, se había establecido el día 22 de julio por inoperabilidad del sistema de detección de incendios a causa de la apertura de los sellados de cables de 11 cm. en cada edificio para la ejecución de untendido de cables.

El titular ha dado instrucciones para realizar comprobaciones sobre el cumplimiento de las rondas, ha solicitado un informe sobre las causas del incidente a la empresa contratada para la prestación del servicio contra incendios en la central, el cual incluye acciones correctoras, y ha realizado una auditoria a dicha empresa.

- El día 30 de agosto de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se declararon inoperables los dos canales de indicación de posición de barras de control durante ocho segundos. (aplicación de la CLO 3.0.3).

Tras una tormenta, durante la reposición de alarmas eléctricas, por error humano, se paró el ondulador EGEOL que alimenta normalmente a los dos canales de Indicación de Posición de Barras de Control (IDPB), provocando su inoperabilidad durante ocho segundos, hasta que entró la alimentación alternativa desde la barra 9E5-3. La pérdida de ambos canales del IDPB no está

contemplada en las acciones de la Especificación Técnica ETF 3.1.3.2, por lo que fue necesario entrar en la ETF 3.0.3 durante los ocho segundos en los que se perdió el IDPB. La corta duración de la inoperabilidad hizo innecesaria la iniciación de las medidas previstas en la condición límite de operación CLO 3.0.3, por lo que se prosiguió la operación a potencia

- El día 27 de septiembre de 2004, durante la 17ª recarga, con la planta en *Modo 5*, se produjo inyección de seguridad durante la realización de la prueba de vigilancia PV-76 de la operabilidad del generador diesel B.

La inyección de seguridad se produjo durante la secuencia de normalización de la cabina de protección de estado sólido PA-08, al haber posicionado el interruptor de *test a operate*, sin haber realizado los bloqueos necesarios. La situación en la planta se normalizó siguiendo la IOF-50. La duración de la inyección de seguridad fue de tres minutos. Se continuó con las actividades del programa de recarga.

- El día 5 de octubre de 2004, durante la 17ª recarga, con la planta en *Modo 5*, se produjo apertura de los interruptores de parada de reactor.

Mientras se procedía a la realización de pruebas requeridas por una modificación de diseño implantada en la recarga (PCD 1/20650 *Indicación de inyección de seguridad bloquea luces de estado*), se generó señal de apertura de los interruptores de parada de reactor al posicionar el selector de modo del panel asociado al tren A de salvaguardias (PA-09) en modo *test* sin bloquear previamente dicha señal, produciéndose la inserción de las barras de control.

Las instrucciones de prueba de la Especificación de prueba de funcionamiento que procedían de un documento de Westinghouse no requerían explícitamente el bloqueo de la mencionada señal.

Para evitar situaciones similares, las Especificaciones de prueba de funcionamiento incluidas de los cambios de diseño (PCD) relacionados con la seguridad deberán ser sometidas a un proceso de conversión a formato de procedimiento de planta.

Unidad II

- El día 13 de marzo de 2004, durante la 15ª recarga, estando a potencia nuclear 0%, en *Modo 3* (reactor subcrítico), se produjo inyección de seguridad por baja presión de vapor durante el enfriamiento desde *Modo 3 a Modo 5*.

La inyección de seguridad se produjo como consecuencia de no haber despresurizado el primario durante el enfriamiento desde *Modo 3*, tal y como requiere la IOG-7, imposibilitando la aparición del permisivo P-11, que hubiera permitido bloquear la inyección de seguridad. El turno de operación de relevo no fue advertido de que el enfriamiento no se había acompañado de la adecuada despresurización, y continuó enfriando manteniendo la presión en 157,2 kg/cm².

Se siguieron los procedimientos de emergencia (POE), y se paró manualmente la inyección de seguridad a los nueve minutos. Se continuó con las actividades del programa de recarga.

- El día 3 de mayo de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo fuga identificada del circuito primario al tanque de alivio del presionador superando la condición límite de operación (C.L.O). 3.4.6.2.d.

Durante la realización de trabajos de mantenimiento preventivo sobre la estación de control 2/CIT-0381A y B, se produjo cierre de la válvula 2/VCT-0381 B en línea de descarga, y sobrepresión en la línea, que provocó la apertura de la válvula de seguridad 2/V-11200 y la consiguiente fuga identificada al tanque de alivio del presionador, superando el límite establecido en la C.L.O. 3.4.6.2.d.

Se procedió al aislamiento de la descarga y al alineamiento de la descarga auxiliar, quedando aislada la válvula de seguridad V-11200 y finalizando, por lo tanto, la conducción de fluido desde el primario al tanque de alivio del presionador. Se procedió a sustituir la válvula de seguridad V-11200.

- El día 19 de mayo de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo salida de *delta I* de la banda de maniobra por un tiempo acumulado de 12 minutos, durante la reducción de potencia llevada a cabo al disminuir el caudal de agua suministrada a los calentadores, al haber quedado abierta la válvula de retención V-32010 en la línea de descarga de la bomba de condensado 32P02C, mientras se procedía a alinear el sistema con tres, de las cuatro bombas disponibles.

Posteriormente se produjo el cierre de la válvula de retención con lo que pudo arrancarse la bomba 32P02C y se terminó el transitorio, la potencia se mantuvo por debajo del 90% como requieren las ETF hasta que el *delta I* entró en su banda, y se subió potencia al 100%. En la próxima recarga se procederá a la revisión de la válvula V-32010 para determinar la causa de su malfunción y las posibles modificaciones para mejorar su comportamiento.

- El día 26 de julio de 2004, con la planta operando al 100% de potencia, se declararon inoperables dos de los tres sistemas de detección de fugas del circuito primario durante una hora y ocho minutos. (Aplicación de la C.L.O. 3.0.3.)

Mientras se estaba procediendo al mantenimiento preventivo de los actuadores eléctricos de las válvulas motorizadas VM-8019A y B del sistema de vigilancia de la radiación de la atmósfera del edificio de contención y de la purga respectivamente, para lo que se requiere desenergizar dichas válvulas, desembornando en tensión la alimentación a las mismas, de manera acciden-

tal, uno de los hilos desembornados tocó la carcasa de la válvula VM-8019A, lo que produjo un cortocircuito a masa y la interrupción de la alimentación a las válvulas. Además, se produjo el bloqueo el panel local vigilancia radiación (PL-15.1) causando el no arranque de la bomba 26P01 de aspiración de la atmósfera del edificio de contención, quedando los tres monitores de vigilancia de gases, partículas y yodos de la contención inoperables. Se comprobó el incumplimiento de la C.L.O. 3.4.6.1, y se entró en la Especificación técnica (ETF) 3.0.3. tomándose las medidas para programar una bajada de carga hasta *Modo 5*.

Se recuperó rápidamente la operabilidad de los sistemas afectados, no llegando a iniciarse la bajada de carga programada.

En todos los casos anteriores de sucesos notificados, el titular realizó un análisis para determinar las causas del suceso e implantar las acciones correctoras correspondientes.

2.1.2.5. Central nuclear de Cofrentes

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de la máxima potencia térmica autorizada (3.237 MWt, 111,85% de la potencia térmica original), en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a la parada programada del 1 al 12 de mayo, para la sustitución de dos elementos de combustible fallados, a las paradas automáticas no programadas ocurridas los días 24 y 25 de octubre, coincidiendo con una bajada de carga programada para realizar trabajos de mantenimiento, y a la parada automática no programada de 30 de noviembre, junto con las reducciones de carga practicadas para la realización de actividades programadas de mantenimiento, pruebas y cambios de secuencia o inserción de barras de control, o debidas a la ocurrencia de transitorios operativos.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 9.148,106 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.457,617 horas, con un factor de carga de 95,34% y un factor de operación del 96,28%.

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el día 23 de septiembre de 2004. El suceso simulado consistió en un accidente que se inició con fallo de una válvula de alivio / seguridad del vapor principal, que queda atascada abierta, produciéndose además fallo parcial de la inserción de las barras de control. Se produce emisión radiológica al exterior, dentro de los límites correspondientes a la clase de emergencia 3 (*Emergencia en el emplazamiento*) de las establecidas en el *Plan de emergencia interior*.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del día 8 de enero de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 12 del Plan de Emergencia Interior (PEI). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 29 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del día 15 de enero de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 6 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas (ETFM). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 29 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del día 15 de diciembre de 2004, autorizó al Servicio de Protección Radiológica (SPR) de la central, para la realización de las actividades relativas a la protección radiológica de la instalación, de acuerdo con lo previsto en el apartado h) del artículo 2º de la Ley 15/1980.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 25 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en la autorización de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 25 inspecciones realizadas en 2004, las dos siguientes están relacionadas con sucesos notificados ocurridos en la planta:

- Cuarta inspección de seguimiento del *Programa de autoevaluación* y de actuaciones tras la decimotercera parada de recarga.
- Quinta y última inspección de seguimiento del *Programa de autoevaluación* y de actuaciones tras la decimotercera parada de recarga.

Las 20 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Primera inspección no anunciada fuera del horario laboral normal.
- Seguimiento de actividades generales de operación.
- Inspección funcional de sistemas significativos para el riesgo.
- Requisitos de vigilancia eléctricos y de instrumentación y control.
- Requisitos de vigilancia. Proceso general.
- Mantenimiento y actualización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).

- Gestión del licenciamiento y soporte técnico a la explotación.
- Desarrollo del programa de garantía de calidad.
- Modificaciones de diseño.
- Planes de emergencia, ejercicios y simulacros.
- Gestión de residuos radiactivos sólidos de media y baja actividad.
- Segunda inspección no anunciada fuera del horario laboral normal.
- Gestión integral del mantenimiento.
- Seguimiento de la aplicación de la *Regla de mantenimiento* a las estructuras.
- Programa de inspección en servicio. Proceso general.
- Diseño de recargas, ciclos de operación, modificaciones de combustible y aspectos de criticidad.
- Experiencia operativa y nuevos requisitos normativos.
- Formación y entrenamiento del personal de explotación.
- Tercera inspección no anunciada fuera del horario laboral normal.
- Seguimiento de la química y la erosión - corrosión.

El resto de inspecciones se han dedicado a diversos temas, por lo general relacionados con actividades de evaluación. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Situación de no conformidad en relación con el sistema de agua de servicio esencial. Asistencia a prueba de caudales

- Sistemas de instrumentación y control basados en el uso de software.
- Estudios hidrogeológicos. Asistencia a toma de muestras.

d) Apercibimientos y sanciones

En el año 2004 el CSN no ha propuesto expedientes sancionadores ni ha acordado realizar apercibimientos a esta central.

e) Sucesos

En el año 2004 el titular notificó seis sucesos, según los criterios de notificación establecidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas.

Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas automáticas del reactor

- El día 1 de mayo de 2004, estando la planta en proceso de parada programada para sustitución de dos elementos de combustible fallados, se produjo la parada automática del reactor, tras disparo del generador principal, debido a la actuación del relé de protección por baja excitación, que produjo disparo de la turbina principal.

El resto de los sistemas de la central actuaron correctamente, y, tras la parada automática, la central continuó el programa de parada previsto.

El relé de protección del generador actuó antes de alcanzar el punto de ajuste previsto. La causa primera del suceso se ha establecido en fallos en los manguitos de aislamiento de las conexiones del relé de transferencia de los reguladores automático - manual del generador, que dieron lugar a derivaciones que motivaron la pérdida de la señal de salida del regulador automático al control del circuito de excitación.

Como acciones correctoras, se han revisado las protecciones eléctricas, se han revisado los pro-

cedimientos de operación, incluyendo precauciones especiales durante arranque, parada y operación a carga parcial, se ha consultado al experto en sistemas de excitación del suministrador del generador y se prevé realizar vigilancias especiales del regulador de tensión automático durante la próxima reducción de potencia por debajo de 300 MW y con potencia reactiva de tipo capacitivo.

- El día 24 de octubre de 2004, estando la planta en proceso de reducción de carga programada para realizar trabajos de mantenimiento, se produjo la parada automática del reactor, tras disparo del generador principal, debido a la actuación del relé de protección por baja excitación, que produjo disparo de la turbina principal.

Los sistemas de la central actuaron correctamente. Tras la realización de los trabajos programados, el día 25 de octubre la central volvió a acoplar a la red.

Se realizó una investigación exhaustiva de las posibles causas de suceso, encontrándose que el funcionamiento del regulador automático de tensión del generador principal no había sido correcto. También se analizó el comportamiento de los circuitos rectificadores de campo de la excitatriz, y se revisaron los ajustes, pruebas y modificaciones realizados sobre estos componentes y circuitos durante la anterior parada de recarga de combustible. Asimismo, se estableció una consulta con personal experto del suministrador del generador principal desplazado a la central. De toda esta investigación no se extrajeron conclusiones definitivas.

El análisis de este suceso, así como del anterior, junto con experiencias operativas previas, indican que el regulador automático es susceptible de fallo, ocasionando la pérdida de la excitación y la actuación del relé de protección correspondiente, cuando se está bajando potencia activa,

en la zona de potencia reactiva capacitiva y con tensiones de campo de excitatriz por debajo de 20 Vcc. Sin embargo, aún no se conoce la causa concreta de este comportamiento anómalo. En la próxima parada de recarga de combustible (mayo - junio 2005) deberán realizarse las acciones apropiadas para establecer definitivamente las causas de los problemas de regulación del generador principal y corregirlas; para ello se ha constituido ya un equipo de trabajo multidisciplinar y se ha programado durante la recarga una revisión exhaustiva y ajuste de los circuitos.

Entretanto, las acciones ya adoptadas por la central son: i) modificar los procedimientos de operación, incluyendo el requisito de mantener por encima de valores mínimos la tensión de excitación y la tensión de generación, así como la instrucción de transferir el regulador de automático a manual en caso de transitorios en la red eléctrica; y ii) monitorizar la actuación del regulador de tensión automático y del circuito de limitación de baja excitación del generador (circuito URAL) durante transitorios de bajada de carga.

Otras líneas de trabajo previstas para investigar y resolver el problema son: i) analizar los circuitos electrónicos del sistema de excitación mediante simulación; ii) analizar la posibilidad de modificar la recta de ajuste del circuito limitador URAL, haciéndola más conservadora; iii) analizar la posibilidad de deshacer las modificaciones realizadas en el año 2002 en la zona de trabajo del sistema de excitación; iv) analizar la posibilidad de poner en servicio el circuito compensador de potencia reactiva, para aumentar la estabilidad de operación del generador en zonas de funcionamiento extremas; y v) adecuar las conexiones de tensión en los transformadores adaptadores y la conexión de intensidad en la entrada al circuito URAL.

- El día 25 de octubre de 2004, estando la central en proceso de subida de potencia tras la parada

no programada del día anterior, se produjo la parada automática del reactor, por señal de *bajo nivel* de agua en el reactor (L3), a consecuencia del transitorio originado por el corte total, súbito e inadvertido del caudal de agua de alimentación. En el transitorio el nivel de agua llegó a descender hasta el entorno de la señal *muy bajo nivel* (L2), lo que propició la iniciación automática del *sistema de refrigeración del núcleo aislado* y otras actuaciones automáticas de sistemas de seguridad. Asimismo, se inició manualmente el *sistema de aspersión del núcleo a alta presión*. Con la actuación de los dos sistemas citados, se recuperó el nivel de la vasija rápidamente.

El comportamiento de los sistemas de la central fue el previsto, excepto la no iniciación automática del *sistema de reserva de tratamiento de gases* por señal de muy bajo nivel de agua en la vasija; se investigó esta anomalía y se tomaron las acciones correctoras oportunas. El día 26 de octubre la central volvió a acoplar a la red, y el día 27 de octubre se alcanzó la plena potencia.

La causa del suceso fue un error del personal de operación, que interrumpió el flujo a través del bypass de calentadores de agua de alimentación, sin verificar que el camino de flujo normal estaba cerrado. Adicionalmente, el personal de operación no asoció esta maniobra incorrecta al descenso de nivel de agua de la vasija del reactor que se estaba produciendo.

Como acciones de mejora derivadas del suceso, se va a incorporar esta experiencia operativa a los programas de formación del personal con licencia de operación, enfatizando el aspecto de la autoverificación; se mejorarán los procedimientos de operación aplicables; y se insistirá en la necesidad de reflejar las acciones de entrada en los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) en el diario de operación.

- El día 30 de noviembre de 2004, con la central a plena potencia, se produjo la parada automática del reactor, por actuación de la protección contra inestabilidades termohidráulicas, tras un transitorio con disparo de una de las bombas de recirculación y reducción automática del caudal (*run-back*) del otro lazo de recirculación.

Las actuaciones automáticas que dieron lugar a la parada del reactor se originaron a causa del transitorio eléctrico y mecánico que ocurrió al cerrar un interruptor del compresor de la unidad enfriadora del *sistema de agua enfriada no esencial*, cuyas fases de salida estaban conectadas a tierra, por error. En la cabina eléctrica correspondiente (que quedó seriamente dañada) se produjo una deflagración, que indujo perturbaciones en cabinas próximas.

Además de la parada automática del reactor, se produjeron otras actuaciones automáticas motivadas por el transitorio eléctrico, entre las cuales cabe destacar el arranque del generador diesel de emergencia de la división I, que no llegó a acoplar a la barra correspondiente.

No se ha detectado ninguna anomalía en la respuesta de los sistemas de la central a este transitorio. El día 1 de diciembre la central volvió a acoplar a la red, y el día 2 de diciembre se alcanzó la plena potencia.

La causa del suceso fue un error del personal de mantenimiento que, tras realizar unas pruebas de verificación del estado de aislamiento eléctrico de motores, no retiraron las tomas de tierra colocadas durante la ejecución de estos trabajos.

Como acciones de respuesta, aparte de las reparaciones necesarias en la cabina eléctrica afectada y de las revisiones realizadas en las cabinas contiguas (sin encontrarse ningún daño en éstas), se mejorará el procedimiento de las pruebas citadas, se insistirá en corregir las causas de errores humanos en

la formación del personal de mantenimiento eléctrico, se considerará la posibilidad de colocar carteles de advertencia en las propias cabinas y se analizará la posibilidad de instalar seccionadores de puesta a tierra para las celdas de 6,3 kV.

Otros sucesos notificables

- El día 29 de abril de 2004 se produjeron diversas actuaciones automáticas espurias de sistemas relacionados con la seguridad, debido al fallo de una fuente de alimentación eléctrica. Los sistemas de la central actuaron con normalidad, y la operación a potencia no se vio afectada. La causa del fallo de la fuente de alimentación fue el deterioro de un condensador electrolítico. Se sustituyeron, además de la fuente de alimentación fallada, otras de iguales características.
- El día 22 de noviembre de 2004 se generó una señal espuria de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) en la división de emergencia II, lo que ocasionó las actuaciones automáticas correspondientes (inicio de sistemas de refrigeración de emergencia, arranque del generador diesel de emergencia correspondiente, aislamientos). Los sistemas de la central actuaron de acuerdo con el diseño, y la operación a potencia no se vio afectada, restableciéndose la normalidad en breve plazo, tras normalizarse los sistemas activados. La causa del suceso fue un error humano de autoverificación cometido durante la ejecución de una vigilancia periódica, propiciado por la dificultad de identificación de las conexiones de cables de instrumentación. Como acciones de respuesta, se ha fabricado un conector y una caja de conexión que impidan la repetición del error.

En todos los casos anteriores de sucesos notificables, el titular realizó un análisis para determinar las causas del suceso e implantar las acciones correctoras correspondientes. El CSN ha programado para marzo de 2005 una inspección con el objeto de realizar diversas comprobaciones sobre los suce-

sos notificables del año 2004 y las acciones de respuesta aplicables.

Finalmente, en cuanto a las acciones de respuesta tras los sucesos de la 13ª parada de recarga (febrero-marzo de 2002), en el año 2004 el CSN ha continuado su plan de seguimiento, que se ha materializado, básicamente, en la realización de dos inspecciones. A través de dichas inspecciones, así como de la evaluación continua del funcionamiento de la central, se ha realizado tanto un seguimiento de las acciones de respuesta de la central (finalización de la implantación de los resultados del programa de auto-evaluación emprendido después de la 13ª parada de recarga y otras actuaciones de mejora) como un análisis de la operación de la central, desde el punto de vista de la seguridad (incidencias, desarrollo de operaciones programadas,...). Con las actividades desarrolladas en el año 2004 se da por concluido el programa de seguimiento especial, valorándose positivamente las acciones emprendidas por la central, y considerándose que no se han reproducido los factores contribuyentes que se detectaron en los sucesos del año 2002 y que la situación actual de la central, en cuanto a la frecuencia y características de las incidencias operativas ocurridas, es normal.

2.1.2.6. Central nuclear Vandellós II

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a la parada programada que tuvo lugar entre los días 16 y 20 de marzo para realizar intervenciones en el circuito secundario, a la parada no programada ocurrida entre los días 25 y 29 de agosto provocada por la rotura de una boca de hombre del tren B del sistema de agua de servicios esenciales, y a la parada automática no programada del día 14 de noviembre, prolongada hasta el día 18 del mismo mes para intervenir en el sistema de servicios esenciales mencionado, así como también a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas pe-

riódicas de vigilancia programadas e intervenciones de mantenimiento.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 9.032,032 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.489,54 horas, con un factor de carga del 94.59% y un factor de operación del 96.65%.

El simulacro anual de plan de emergencia interior se realizó el 29 de abril de 2004. El suceso simulado consistió en suponer un escenario en el que se llega a categoría 3, y en el que se trata con especial incidencia el tema de pérdida del sistema automático de comunicaciones de los parámetros de la central (SICOEM).

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del 4 de febrero de 2004, acordó informar favorablemente la modificación de diseño relativa a la nueva línea de recirculación del sistema de evacuación de calor residual y la revisión correspondiente del *Estudio de seguridad*. La modificación de diseño y la revisión del citado documento fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de febrero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 25 de febrero de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 9 del *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de marzo de 2004.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 16 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspec-

ciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

Las 15 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Inspección sobre química y erosión-corrosión.
- Inspección de ejecución y control de requisitos de vigilancia
- Inspección cumplimiento Programa de garantía de calidad de suministros, actividades de la organización de *Garantía de calidad*, implantación de los programas de auto-evaluación y las acciones correctivas y cierre de acciones pendientes.
- Comprobaciones sobre actividades del titular de central nuclear Vandellós II para mantener en continuo estado de operatividad el *Plan de emergencia interior* aplicable a la explotación de la central.
- Inspección sobre protección contra-incendios. Cumplimiento con los requisitos del Apéndice R del 10 CFR 50.
- Inspección sobre el *Plan de emergencia interior* y simulacro de emergencia desarrollado el 29 de abril de 2004.
- Inspección de la inspección residente anunciada fuera de horario (dos).
- Inspección sobre calificación ambiental de equipos.
- Inspección sobre el seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes líquidos y gaseosos emitidos.

- Inspección al Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental.(PVRA).
- Inspección en servicio fuera de parada de recarga.
- Inspección multidisciplinar de los sistemas de agua de servicios esenciales y de evacuación de calor residual del núcleo.
- Inspección de transporte de material radiactivo.
- Inspección sobre el emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.

Fuera del *Plan base de inspección* se realizó la inspección siguiente:

- Inspección sobre aspectos relacionados con la inyección zinc y ventana de operación.

d) Apercibimientos y sanciones

No ha habido apercibimientos ni sanciones al titular durante este año 2004. Está previsto la apertura de expediente sancionador por el suceso ocurrido el 25 de agosto de 2004.

e) Sucesos

En el año 2004 el titular notificó siete sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Excepto el correspondiente a la rotura de la línea del sistema de agua de servicios esenciales antes mencionada, que ha sido clasificado provisionalmente como de nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES); todos los demás fueron clasificados como de nivel 0

Paradas automáticas del reactor

- El día 14 de noviembre de 2004, con la central al 100% de potencia, se produjo la parada automática del reactor por disparo de turbina. El suceso se inició tras la actuación de las protecciones de la red eléctrica, lo que provocó la apa-

rición de anomalías en el parque eléctrico de 400 kV; y a partir de aquí se desencadenó la secuencia de actuaciones según diseño de la central: apertura de interruptores del parque a la red, disparo del generador principal, disparo de turbina, y, por estar la potencia por encima del 34%, el disparo del reactor.

La actuación de las protecciones de la red estuvo motivada por la incidencia de un objeto indeterminado arrastrado por el fuerte viento que en esos momentos se desarrollaba en la zona, lo que provocó que una fase de la red entrara en contacto con tierra.

Como acción correctora, se repararon todos los elementos afectados.

La parada de la central se prolongó durante casi cuatro días aproximadamente, para dar cumplimiento a un requerimiento del CSN, por el que el titular debía proceder a reforzar las reparaciones temporales de la bocas de hombre del sistema de agua de servicios de esenciales efectuadas en el mes de octubre, debiendo realizarse dos de ellas en *Modo 3* de operación –disponible caliente. Estas reparaciones temporales se llevaron a cabo tras la detección de pérdida de espesor por corrosión externa en los cuellos de todas las bocas de hombre del sistema, como medida compensatoria para asegurar la integridad estructural de las líneas de tuberías de este sistema. (Ver apartado siguiente.)

Otros sucesos notificables

- El día 25 de agosto de 2004, con la central al 100% de potencia nuclear, durante el proceso de arranque de la bomba de impulsión del tren B del sistema de agua de servicios esenciales, se produjo la rotura de una boca de hombre de acceso a la línea del tren B de dicho sistema (tubería Bonna). Tras declarar inoperable dicho tren, el titular decidió llevar la central a *Modo 3* y realizar la reparación de la boca de hombre que

rompió. Esta reparación es temporal, válida hasta la próxima parada de recarga, prevista para marzo de 2005, en que será retirada y, en su lugar, se realizará una reparación definitiva de la citada boca de hombre. La rotura estuvo motivada por la existencia de corrosión externa generalizada a todo el cuello de la boca de hombre.

Tras la reparación mencionada, y la declaración de operabilidad del tren B, se puso fuera de servicio el tren A del mismo sistema, al detectarse pérdida de espesor de pared por corrosión, localizada en el cuello de la boca de hombre de este tren, situada en posición simétrica respecto de la que había fallado del tren B, y que había originado la parada de la central. En ella el titular decidió realizar una reparación temporal, igual y con los mismos condicionantes a la ya efectuada anteriormente.

El titular midió espesores en las bocas de hombre de los dos trenes del sistema de esenciales, comprobando que existía una pérdida generalizada de espesor, aunque en distinto grado, en los cuellos de todas ellas respecto de su valor nominal: Además, detectó la existencia de un *rezume* en una boca de hombre del tren B, diferente a la que había fallado. Seguidamente, procedió a su reparación, esta vez mediante un método diferente al utilizado en la reparación de las dos bocas de hombre mencionadas al principio. En esta ocasión el titular decidió implantar un refuerzo exterior de hormigón armado alrededor del cuello de la boca de hombre afectada, en lugar de la sustitución de éste. Esta reparación es también temporal, y con las mismas condiciones de validez que las anteriores.

En esta situación, el día 29 de agosto, el titular procedió a arrancar la central, alcanzando la plena potencia el día 30 del mismo mes.

Este suceso se encuentra detallado en el apartado 2.1.1.3. *Resumen de la operación* de este informe.

- Los días 29 de julio y 27 de agosto de 2004, se produjeron pérdidas de suministro eléctrico exterior por causas de distinta naturaleza. Una de ellas provocado por una causa externa a la central y la otra por la acción combinada de la mal-función de un relé del sistema eléctrico de la central y la ocurrencia de una perturbación exterior de la línea de 220 kV de Ribarroja, que se explican a continuación respectivamente.
- El día 29 de julio de 2004, con la central al 100% de potencia, se produjo pérdida de suministro eléctrico exterior en la barra de alimentación de emergencia del tren A debido a la pérdida de tensión de la línea exterior de 220 kV de Ribarroja. La secuencia de actuación de equipos de salvaguardias actuó correctamente y el generador diesel B de emergencia arrancó y acopló a la barra adecuadamente.

La pérdida de tensión en la línea de 220 kV fue debida a una falta eléctrica originada por una tormenta eléctrica en la zona; esta falta activó la protección de distancia de la subestación eléctrica de Ribarroja, y seguidamente se produjo la apertura del interruptor de alimentación desde el transformador de arranque a la barra de salvaguardias tren B. A los cuatro segundos actuó el reenganche automático cerrando de nuevo el interruptor en el lado de la subestación de Ribarroja, recuperándose así nuevamente la tensión en la barra de salvaguardias antes mencionada.

- El día 27 de agosto de 2004, con la central parada y estable en *Modo 3* —espera en caliente— se produjo un transitorio de tensión en la línea de 220 kV de Ribarroja que originó una señal de pérdida de suministro eléctrico en la barra de salvaguardias 6A de tren A. La barra 6A se quedó sin tensión al estar el generador diesel A en descargo con motivo de las inspecciones en las tuberías del tren A del sistema de refrigeración de servicios esenciales. El transitorio eléctrico fue prácticamente instantáneo y produjo un

pico de tensión que activó los relés de tensión degradada (<90% del valor nominal) y que por mal-función de éstos, cuando se recobró la tensión, los relés siguieron detectando falta eléctrica, y por ello se generó indebidamente la secuencia de pérdida de suministro eléctrico exterior. A los 30 minutos se conectó la barra 6A a la línea exterior. Los relés que provocaron la señal fueron sustituidos por otros de nuevo diseños no susceptibles del mismo fallo.

- Los días 11 de agosto y 1 de septiembre de 2004, con la central al 100% de potencia, se produjeron incumplimientos de la acción b) de la especificación técnica 3/4.3.3.1 relativa a la instrumentación de vigilancia de la radiación. Concretamente el incumplimiento mencionado afecta a la apertura de las válvulas del sistema de purga de la contención con un canal de instrumentación de vigilancia de la radiación inoperable, los cuales se describen a continuación.
- En el suceso del día 11 de agosto de 2004, el día anterior (10 de agosto) las condiciones climáticas de la zona hicieron descender en aproximadamente 3-4 grados la temperatura del agua de mar, lo cual tiene un impacto en el sistema de agua de refrigeración de componentes, y a su vez provocó un descenso de la temperatura de la atmósfera de la contención, y como consecuencia una ligera depresión en el interior del recinto de contención. Para equilibrar presiones en el interior de la contención, se abrieron temporalmente las válvulas de entrada de aire a contención del sistema de purificación y purga del edificio de contención, sin tener en cuenta que el monitor de radiación de tren A estaba inoperable, y que, por tanto, según se establece en la acción b) de la especificación técnica 3/4.3.3.1 *Instrumentación de vigilancia de la radiación*, con uno de los dos canales de vigilancia de la radiación de gases en la atmósfera de contención inoperables (en este caso el del canal A), las

válvulas del sistema de purga de la contención deben estar cerradas.

El titular ha adoptado las oportunas acciones correctoras a fin de evitar la repetición de sucesos similares a los descritos.

- El suceso del día 1 de septiembre de 2004 se originó al declarar inoperable el monitor de radiación de alta actividad en gases de la atmósfera de la contención de tren B para su calibración, y en esta condición realizar una maniobra de venteo de la presión de contención mediante la apertura temporal de las válvulas de salida de aire de contención del sistema de purificación y purga del edificio de contención, sin tener en cuenta que el monitor de radiación mencionado estaba inoperable, y que por tanto era aplicable la acción explicada en el suceso anterior.

El titular ha adoptado las oportunas acciones correctoras a fin de evitar la repetición de sucesos similares a los descritos.

- El día 18 de octubre de 2004, con la central al 100% de potencia, se produjo una fuga a través del filtro de inyección a cierres de las bombas del refrigerante del reactor, conducida al sumidero del edificio auxiliar. El caudal de fuga superaba el valor de fuga identificada establecida en la especificación técnica aplicable, y aunque la fuga fue aislada en un tiempo inferior al especificado en la acción de dicha especificación, este suceso es notificable por superar una condición límite de operación que afecta al circuito primario, de acuerdo con la normas administrativas de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Vandellós II.

El titular ha modificado procedimientos para introducir precauciones para incluir síntomas que suponen fuga a través del filtro mencionado, prerequisites para su inspección y la secuencia de aislamiento del filtro, con los que espera evitar la repetición de estos sucesos.

2.1.2.7. Central nuclear de Trillo

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2004, excepto durante el tiempo debido a la parada automática no programada el día 28 de mayo de 2004, la parada no programada del día 18 de diciembre, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el periodo de la recarga de combustible que tuvo lugar entre el 14 de mayo y el 6 de junio de 2004.

Las actividades desarrolladas durante la recarga no han revestido especial importancia fuera de las que habitualmente se realizan en este estado de operación.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.535,972 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.784 horas, con un factor de carga del 91,16% y un factor de operación del 92,44%.

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el 8 de julio de 2004. El simulacro consistió en la ocurrencia de un suceso de fuga de tubos del generador de vapor superior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga y posteriormente pérdida de suministro de alimentación eléctrica exterior e inoperabilidades por diferentes causas de válvulas de alimentación a los generadores de vapor y de alivio del sistema de vapor principal que condujo a la pérdida de dos barreras de productos de fisión y riesgo de pérdida de la tercera, con emisión de productos radiactivos al exterior. Asimismo se simuló la contaminación de un herido en un brazo.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El Consejo, en su reunión del 18 de febrero de 2004, acordó informar favorablemente la revisión

10 del *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2004.

- El Consejo, en su reunión del 5 de mayo de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 19 de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento*, (ETF). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de mayo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 19 de mayo de 2004, acordó informar favorablemente la utilización de una nueva metodología de diseño y análisis del núcleo para su utilización en la renovación de parte del combustible quemado por el fresco en las recargas de combustible. *Modificación de la especificación marco*. Elementos de combustible con rejilla denominada HTP, que fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de mayo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 19 de mayo de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 20 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y la revisión 20 del *Estudio de seguridad*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de mayo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 7 de julio de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 21 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de julio de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 6 de octubre de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 22 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de octubre de 2004.

- El Consejo, en su reunión del 6 de octubre de 2004, acordó informar favorablemente la renovación de la *Autorización de explotación* de la central nuclear de Trillo por un periodo de 10 años y fue aprobada por orden ministerial del Ministerio de Industria Turismo y Comercio de fecha 16 de noviembre de 2004.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones:

- En su reunión del 6 de octubre de 2004 acordó establecer instrucciones técnicas complementarias a la *Autorización de explotación*.
- En su reunión del 14 de julio de 2004 apreció favorablemente la solicitud de *no implantación del venteo filtrado de la contención* dentro del programa para hacer frente a accidentes severos y solicitar un plan de proyecto de aplicación del borrador de la guía para la realización de un *Análisis coste-beneficio*, como parte del licenciamiento antes de la toma de decisión final de su implantación, en relación con la modificación de diseño que posibilite efectuar la *purga y aporte* del primario.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron 25 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 25 inspecciones realizadas en el 2004, no se ha realizado ninguna relacionada con sucesos notificados ocurridos en la planta:

Las 20 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Seguimiento de temas de emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Inspección por parte de la inspección residente fuera de las horas de permanencia y sin anunciar (2).
- Seguimiento del programa de gestión de vida útil de la central.
- Seguimiento del mantenimiento y actualización del análisis probabilística de seguridad (APS).
- Seguimiento del control de contratistas de servicios de la central.
- Seguimiento de requisitos de vigilancia y trabajos en sistemas eléctricos e instrumentación en control relacionados con la parada de la 16ª recarga y ciclo precedente.
- Seguimiento de operación por parte de la inspección residente.
- Seguimiento de pruebas y ensayos relativos a la inspección en servicio durante la 16ª parada para recarga.
- Inspección de seguimiento relativo a la protección radiológica en la 16ª parada para recarga.
- Continuación de la inspección relativa a protección radiológica operacional en la 16ª recarga.

- Seguimiento del mantenimiento del *Plan de emergencia interior* (PEI) y simulacro de emergencia desarrollado el 8 de julio de 2004.
- Seguimiento a la aplicación de la regla de mantenimiento.
- Seguimiento del plan de vigilancia radiológica ambiental en condiciones normales y en emergencia.
- Verificaciones relativas al diseño mecánico de los elementos combustibles tipo FOCUS y HTP.
- Inspección funcional de sistemas significativos para el riesgo.
- Seguimiento de la gestión de licenciamiento y soporte técnico a la explotación.
- Seguimiento del plan de seguridad física.
- Inspección nocturna de la inspección residente.

El resto de inspecciones se han dedicado a temas específicos. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Inspección a los sumideros y verificaciones respecto al NRC-Bulletin 2003-01.
- Seguimiento al estado de los *pies de alineamiento*, en la placa superior del núcleo, de los elementos combustibles y verificación de los resultados de la inspección por ultrasonidos.
- Seguimiento y verificación de la revisión periódica de seguridad (RPS) relativa a sistemas eléctricos e instrumentación y control.
- Seguimiento de carga de contenedores en seco de combustible gastado.
- Continuación al seguimiento de carga de contenedores en seco de combustible gastado.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones a la central en este período.

e) Sucesos

En el año 2004 el titular notificó siete sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas no programadas

- El día 6 de junio de 2004 se produjo actuación manual de parada del reactor para desactivar la señal de limitación que estaba provocando la actuación de la boración del primario.

Estando la planta en *Modo de operación 2* (subcrítico-caliente) en proceso de arranque, se estaba realizando el procedimiento *Primera criticidad tras recarga*.

En el mencionado procedimiento tras rearmar la señal de parada del reactor RESA, se extrajeron totalmente todos los bancos de control a excepción de los tres cuádrupletes que forman parte de la secuencia de inserción seleccionada los cuales se encontraban insertados en el núcleo 338 cm cada uno.

Con esta posición de bancos descrita, de acuerdo con el mencionado procedimiento y permitido por las especificaciones de funcionamiento se encontraban bloqueados los valores límite generados en el *sistema de limitación del reactor*.

Tras realizar la criticidad del reactor, sin entrar en el rango de potencia y con el objeto de que el flujo neutrónico en rango intermedio alcanzara el valor requerido por el procedimiento de ingeniería, se extrajeron manualmente algunos centímetros las barras pertenecientes a los bancos D desde su posición de partida.

Para retornar dichos bancos D a su posición origen, con el fin de iniciar la medida equivalente en boro de los bancos de control según procedimiento *medida del equivalente en boro de barras de control*, el operador de reactor, actuó manualmente la caída secuencial de barras de control.

Con esta acción se provocó la caída de las barras de control pertenecientes a los cuádrupletes extraídos y a las barras pertenecientes al cuarto cuádruplete de la secuencia de inserción seleccionada, las cuales se encontraban con el banco L totalmente extraídas. Esta caída de barras, al no generar la activación del valor límite por encontrarse bloqueado, hace que sí se active el valor límite de inserción que provoca la boración del circuito primario con los sistemas disponibles para ello.

Para detener las actuaciones del valor límite el operador de reactor actúa manualmente la señal de parada del reactor deteniéndose con ello el proceso de boración.

La causa última del suceso fue la de disponer de un procedimiento incompleto.

Se revisó el manual de operación y el procedimiento correspondiente contemplando los pasos a dar y las precauciones a tener en cuenta para el caso de necesitar mover las barras de control manualmente o tener que insertarlas a su posición inferior, durante la primera criticidad tras recarga y en la medida del equivalente en boro de las barras de control.

Se está analizando la realización de estas actividades en las centrales de similar tecnología y proponer las mejoras que de dicho análisis se deduzcan.

- El 18 de diciembre de 2004 se produjo parada manual de turbina después de haberse producido gran rechazo de carga por avería de tarjeta de

alimentación del regulador de presión mínima llevando el reactor a parada manual.

La planta se encontraba antes del suceso, en *modo de operación 1* (operación a potencia) con una potencia del reactor del 100%, produciéndose un fallo en la tarjeta de alimentación eléctrica, situada en el armario de regulación de turbina, perteneciente al regulador de presión mínima de vapor principal. Dicha avería condujo a que la señal de salida del mencionado controlador se hiciera negativa con lo que el control de presión mínima asumió el control de la turbina, demandando con ello una señal de cierre de las válvulas de regulación de turbina.

Este hecho produjo una reducción brusca de la potencia del generador hasta 0 MWe, la potencia del reactor fue reducida por actuación del sistema de limitación por debajo del 45%, estabilizándose posteriormente en aproximadamente el 30%, mediante la actuación del control de temperatura media.

Ante esta situación operativa se procedió a realizar disparo de turbina manual desde sala de control, con lo que se produjo el desacoplamiento del alternador de la red quedando posteriormente la turbina en virador.

Tras haberse sustituido la tarjeta averiada, durante las comprobaciones previas realizadas con el objeto de proceder a rodar la turbina y acoplar el generador nuevamente a la red, se detectó la existencia de una fuga de aire en el calderín de alta presión que obligaba a desmontar dicho componente para proceder a la reparación.

Asimismo se detectó un incremento en el aporte de hidrógeno al alternador, descubriéndose tras realizar una inspección en el generador una fuga de hidrógeno a través de las juntas de un enfriador, decidiendo hacer subcrítico el reactor.

Una vez subsanadas las anomalías detectadas, se realizó la sincronización del generador a la red a día 20 de diciembre.

Se sustituyó la tarjeta dañada y se comprobó su correcto funcionamiento.

Para evitar que por fallo en una tarjeta de alimentación se produzcan transitorios análogos al registrado en esta ocasión, es necesario duplicar la alimentación a las tarjetas pertenecientes al sistema de regulación de turbina.

En el interruptor de generación se sustituyeron juntas en los calderines de alta presión, corrigiéndose con ello la fuga existente.

En los enfriadores de hidrógeno del alternador se sustituyen y reaprietan las juntas existentes en los mismos, con lo que quedan reparadas las fugas existentes.

Paradas automáticas no programadas.

- El 28 de junio de 2004 se produjo la parada automática de turbina por bajo caudal de agua de refrigeración del alternador, debido a altas vibraciones en la bomba del sistema de agua de refrigeración del alternador, se decidió preparar un descargo para su revisión posterior, y como consecuencia de su ejecución apareció la señal de bajo caudal de refrigeración el alternador que provocó la parada automática de la turbina.

La planta se encontraba antes del suceso, en *modo de operación 1* (operación a potencia) con una potencia del reactor del 80% y por haberse detectado una fuga de aceite en el transformador principal la tarde del día anterior.

Para realizar un mantenimiento correctivo en la bomba de refrigeración de agua primaria del alternador se procedió a colocar un descargo en la misma.

En el transcurso de la colocación del mencionado descargo, se quitó tensión a la citada bomba estando la misma en funcionamiento.

La desconexión eléctrica de la bomba provocó que se generase la señal de bajo caudal de agua primaria en los devanados del estator y en varias fases señales que a su vez activaron la parada automática de turbina.

Las señales de bajo caudal de agua primaria se generaron, a pesar de que a los dos segundos de la desconexión de la bomba, se produjo el arranque automático de la bomba de reserva por señal de perturbación de la primera bomba.

Como acción correctora se ha modificado el descargo tipo de estos componentes incluyendo una etiqueta que indica que la bomba debe de estar parada dado que son equipos que no se actúan desde sala de control.

Se realizaron comprobaciones de conmutación en el sistema de agua primaria, verificando con el esquema funcional que la conmutación de bombas es inmediata, excepto cuando se produce por pérdida de alimentación eléctrica. En este caso se realizó la conexión de la bomba de reserva con una demora de aproximadamente dos segundos, debido a que el arranque se produjo por señal de perturbación de la bomba que estaba conectada. Se ha emitido una modificación de diseño para temporizar la señal de disparo de turbina en caso de producirse señal de bajo caudal de agua primaria de refrigeración del alternador, siguiendo las prácticas establecidas en el resto de centrales alemanas.

Se modificó el procedimiento de descargos, con objeto de reforzar la supervisión de la colocación de todos aquellos relacionados con equipos cuya operación se efectúe desde paneles locales.

Con posterioridad a este suceso se procedió al rodaje de la turbina para su acoplamiento a la red en el transcurso del cual se produjo el suceso que se explica a continuación.

- El 28 de junio de 2004 se produjo el disparo del reactor al rodar la turbina para su posterior acoplamiento a la red, por pérdida de las bombas de agua de alimentación al producirse bajo nivel en el depósito de agua de alimentación debido al fallo del asiento de la *válvula de atemperación* de las bombas de drenaje del separador de humedad que derivaba el agua al depósito de drenaje de los separadores de humedad, sin llegar al depósito de agua de alimentación.

La planta se encontraba antes del suceso, en *modo de operación 1* (operación a potencia) con una potencia del reactor del 30%. Durante la realización del rodaje de turbina la variación de presión que se produce en el separador de humedad, conlleva a la actuación automática de apertura/cierre de la válvula de atemperación quedando la misma cerrada, pero fugando por el asiento.

Este hecho hizo que parte del caudal de condensado se desviase hacia el depósito de drenajes del separador de humedad, en lugar de ser enviado hacia el depósito agua de alimentación, produciéndose un descenso de nivel en el mismo que condujo a la parada automática de las bombas de agua de alimentación que se encontraban en servicio por señal de muy bajo nivel.

La pérdida de agua de alimentación a los generadores de vapor activa la caída de todas las barras de control por señal automática del sistema de limitación. Esta caída de barras provoca una disminución del flujo neutrónico no corregido por debajo del 3% y, al encontrarse la potencia térmica del reactor por encima del 12% se genera la señal de parada automática del reactor.

Las acciones correctoras fueron las siguientes:

- Se reparó el asiento de la válvula.
- Se ha incluido en el *Manual de operación* una nota para comprobar la ausencia de fugas por asiento de las válvulas de atemperación, así como modificación de diseño para optimizar su funcionamiento

Otros sucesos notificables

- El 24 de agosto de 2004 se notificó el descubrimiento de una deficiencia de montaje en la válvula de aislamiento del sistema de limpieza del cambiador de calor del sistema de agua de refrigeración de componentes, debido al montaje incorrecto del conjunto actuador-reductor, el cual se realizó en posición opuesta a la posición real de la válvula debido a que por agarrotamiento se hubo de extraer el conjunto actuador-reductor, disponiendo únicamente de señal de posicionamiento para el actuador

Dicha válvula pertenece a un circuito que inyecta bolas de limpieza de tubos a la entrada del cambiador de calor del sistema de agua de refrigeración de componentes recogiendo dichas bolas de limpieza a la salida en un filtro. El sistema no está relacionado con la seguridad de la planta y no necesita por tanto estar disponible en caso de accidente, sin embargo la válvula tiene función de aislamiento.

El actuador de la válvula fue intervenido en la última parada para recarga de combustible, siendo entonces sometida la válvula a maniobras de operación inicial. Dicha válvula es de tipo bola y presenta una perfecta estanqueidad. Hasta ahora no había sido detectada la deficiencia pues no se había puesto en funcionamiento el sistema de limpieza desde el inicio del presente ciclo. Al conectar dicho sistema de limpieza se observó que no se producía la esperada circulación de bolas.

Se han realizado comprobaciones del funcionamiento en el resto de válvulas del mismo tipo (de bola) existentes en la planta no detectándose ninguna anomalía.

Se incorporarán en los procedimientos de mantenimiento aplicables a este tipo de válvulas (de bola), instrucciones adicionales que garanticen que este suceso no se vuelva a repetir. Por ello se han identificado las siguientes acciones correctoras:

- Se identificará, cuando se realice el desmontaje del reductor y/o actuador, de forma indeleble, la posición del eje, brida y cuerpo de la válvula (partes fijas y móviles), garantizándose con ello las posiciones abierta y cerrada. Esta identificación será protocolizada.
- Asimismo se protocolizará durante los trabajos de montaje, que éste se ha efectuado de acuerdo a las marcas realizadas anteriormente.
- Se incluirá para las válvulas de este tipo, una prueba post-mantenimiento adicional a la operación inicial, en la que se verifique el correcto funcionamiento de la válvula. Esta prueba adicional consistirá en la realización de una prueba de estanqueidad de aquellas válvulas que la disposición del sistema lo permita o en la comprobación del correcto funcionamiento del sistema al que pertenezca la válvula.

Este suceso no ha tenido ningún impacto para la seguridad.

- El día 21 de abril de 2004 durante la realización de la prueba de vigilancia, según procedimiento *Prueba funcional de las señales de conexión y desconexión de los consumidores de barras de salvaguardia* correspondiente a las señales del *sistema de protección del reactor en la redundancia 4*, con el generador diesel GY40 acoplado a barra de salvaguardia y durante la realización de la secuencia de cargas,

se produjo parada automática del mencionado generador diesel por alta temperatura.

Con ello se produjo una pérdida real de tensión en barras de salvaguardia y de emergencia de la mencionada redundancia 4, generándose satisfactoriamente las señales de arranque y conexión del generador diesel de emergencia GY80, que acopló correctamente a la barra de emergencia de 380 V. Las señales no se generaron al estar bloqueadas por la prueba de ejecución.

Se normalizó la alimentación a la barra de salvaguardia y a la de emergencia, rearmando las señales del sistema de protección del reactor y parando el generador diesel de emergencia.

El disparo por protección del generador diesel GY40 fue debido a que la bomba de refrigeración esencial que realiza su refrigeración, no reconectó en la realización de la secuencia de cargas, debido a que se encontraba posicionado erróneamente el enclavamiento de llave que transfiere el control de la misma desde la sala de control al panel del diesel.

Se tomaron las acciones inmediatas siguientes:

- Se declaró inoperable el generador diesel de salvaguardia GY40, la bomba de refrigeración esencial correspondiente aplicándose las condición límite de operación de las especificación técnica correspondiente.
- Detectado el fallo, se restituyó el control de la bomba de refrigeración esencial a sala de control, desconectando el enclavamiento de llave tras lo cual se comprueba el correcto funcionamiento de la misma.
- Se comprobó el estado correcto del diesel GY40.
- Se repitieron las pruebas de vigilancia de las señales del sistema de protección del reactor

con resultado satisfactorio tras lo cual se declararon operables todos los componentes afectados.

Para evitar la repetición del suceso se modificó el procedimiento introduciendo en el mismo un control administrativo de la posición de los enclavamientos de llave antes, durante y posterior a la realización de las pruebas en las cuatro redundancias.

2.2. Instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación

Programas de reducción de dosis

La aplicación práctica del principio de optimización a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear se ajusta a la doctrina desarrollada en el apartado 2.1.1.8 del presente informe y recogida en la guía de seguridad 2.12.

Al igual que se ha comentado en el caso de las centrales nucleares, estas instalaciones cuentan con programas de reducción de dosis y con las estructuras organizativas necesarias para una eficaz implantación del principio Alara que, como es lógico, deben adaptarse a las particularidades y riesgos radiológicos de este tipo de instalaciones.

2.2.1. Fábrica de elementos combustibles de Juzbado

El objeto de la instalación es fabricar elementos combustibles de óxido de uranio y de mezcla de óxido de uranio y óxido de gadolinio, con un enriquecimiento máximo en uranio-235 del 5% en peso, destinados a reactores nucleares de agua ligera a presión y de agua ligera en ebullición. Está clasificada como una instalación nuclear.

a) Actividades mas importantes

La instalación funcionó con normalidad durante todo el año y no se produjo ningún suceso que afec-

tara a la seguridad nuclear o la protección radiológica y pudiera ser clasificado como suceso notificable de acuerdo con los criterios establecidos en las especificaciones de funcionamiento de la instalación.

Desde el día 26 de julio al 22 de agosto de 2004, ambos inclusive, la planta estuvo sin producción por periodo vacacional.

Durante el año se recibieron en la fábrica 293.697,503 kg de polvo de UO_2 enriquecido y 6.583,339 kg de polvo de uranio natural y se expidieron los siguientes elementos combustibles con destino a varias centrales nucleares españolas y extranjeras: 524 del tipo de agua a presión (PWR), conteniendo 210.099 kg de uranio y 387 del tipo de agua en ebullición (BWR), conteniendo 68.366 kg de uranio y 828 barras de gadolinio a Westinghouse (Columbia-EEUU) conteniendo 1.588 kg de uranio y seis barras a Paluel (EDF-Francia) conteniendo 12 kg de uranio.

La cantidad total almacenada en la fábrica fue en todo momento inferior a los límites autorizados de 400.00 kg/año de uranio. Así mismo salieron de la fábrica otras cantidades pequeñas: 25 kg de uranio a Panreac (Barcelona), 0,064 kg de uranio en muestras al OIEA, 0,021 kg de uranio al Ciemat, 0,077 kg de uranio a British Nuclear Fuel L (BNFL) (Inglaterra) como residuo sucio recuperable en las propias bolsas de transporte, 0,162 kg de uranio como muestras a BNFL (Inglaterra) y 59 bidones de residuos no recuperables a Mississauga (Canadá), conteniendo cinco kg de uranio.

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el 15 de julio de 2004, con presencia de un inspector del CSN y seguimiento de su completo desarrollo desde la sala de emergencias del CSN, que fue activada. Los objetivos del simulacro fueron comprobar la preparación del titular para hacer frente a una emergencia y la efectividad del *Plan de emergencia interior* de la fábrica. Para realizar el simulacro se postuló un accidente de criticidad generado por in-

cumplimientos sucesivos de los requisitos aplicables a operaciones de mezclado, dando lugar a emergencia en el emplazamiento.

Se ha concedido prórroga de licencias a 13 operadores y nueve supervisores.

En cuanto a las actividades de evaluación son destacables las siguientes:

- Continuó la evaluación de la adaptación de la metodología de efluentes y PVRA al modelo de centrales nucleares, el titular ha enviado para su aprobación por la Dirección General de Política Energética y Minas las nuevas propuestas de revisión de las especificaciones de funcionamiento y del *Estudio de seguridad*, siguiendo las recomendaciones sobre el tema del CSN.
- Se apreció favorablemente por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN), el *Plan de revisión periódica de la seguridad* que se requirió por instrucción técnica del CSN, de acuerdo con el condicionado de la 6ª prórroga del permiso de explotación PEP y considerando la Guía de seguridad 1.10 del CSN.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- El 7 de enero de 2004 el Consejo informó favorablemente la modificación del capítulo 10 del *Análisis de accidentes* en lo referente a consecuencias radiológicas tras incorporar los nuevos factores de conversión a dosis del nuevo *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, que motivan la revisión 19 del *Estudio de seguridad* de la fábrica. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de enero de 2004.

- El 13 de septiembre de 2004, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió las resoluciones que se citan a continuación, que habían sido informadas favorablemente por acuerdo del Consejo de 21 de julio de 2004.

- Autorización de la modificación por la nueva implantación del almacén de barras PWR en la zona mecánica de la instalación, así como de los cambios derivados de la misma en el capítulo 4 del *Estudio de seguridad*.
- Autorización de la modificación por la implantación de un nuevo horno de oxidación continua, y de las modificaciones derivadas los capítulos 4 y 7 del *Estudio de seguridad* de la fábrica, y en algunos apartados de las especificaciones de funcionamiento.
- Las modificaciones del capítulo 7 del *Estudio de seguridad* derivadas de la revisión 4 del *Estudio de criticidad*, consideradas en un dictamen paralelo, ya que la solicitud de autorización de la modificación fue tramitada independientemente.

- El 15 de diciembre de 2004, el Consejo acordó informar favorablemente la *revisión 16 del Reglamento de funcionamiento*, solicitada por el titular con objeto de recoger los requisitos del personal con licencia tal y como se detalla en el *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* y la modificación de los comités: Comité de Seguridad nuclear de la fábrica y Comité de Seguridad de Enusa. Este acuerdo fue remitido a la Dirección General de Política Energética y Minas, con fecha 17 de diciembre de 2004, emitiendo esta Dirección la resolución el 17 de enero de 2005.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones:

- El 10 de marzo de 2004 el Consejo apreció favorablemente la revisión 3 del *Manual de gestión de calidad*, que incorpora los cambios sobre el sistema de control de documentos y registros de calidad en soporte electrónico y firma electrónica de los mismos.

c) Inspecciones

Durante el año 2004 se realizaron 14 inspecciones para garantizar la seguridad de la instalación en las siguientes áreas funcionales:

- Experiencia operativa.
- Formación y entrenamiento del personal.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Actividades genéricas de transporte.
- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Comprobaciones al sistema de protección contra incendios y explosiones de H₂.
- Operaciones de la planta y estado de las modificaciones realizadas que no requieren autorización por el CSN.
- Gestión de residuos de media y baja actividad.
- Operatividad del *Plan de emergencia interior* y simulacro anual de emergencia.
- Protección física.
- *Plan de gestión de calidad*.
- Protección del público: control de efluentes líquidos y gaseosos.
- Protección radiológica operacional.

- Servicio de dosimetría personal.

Todas estas inspecciones, excepto la última pertenecían al *Programa base de inspección*.

d) Apercibimientos y sanciones

Durante el año 2004 no se realizaron apercibimientos, ni sanciones al titular de la fábrica elementos combustibles de Juzbado.

e) Sucesos

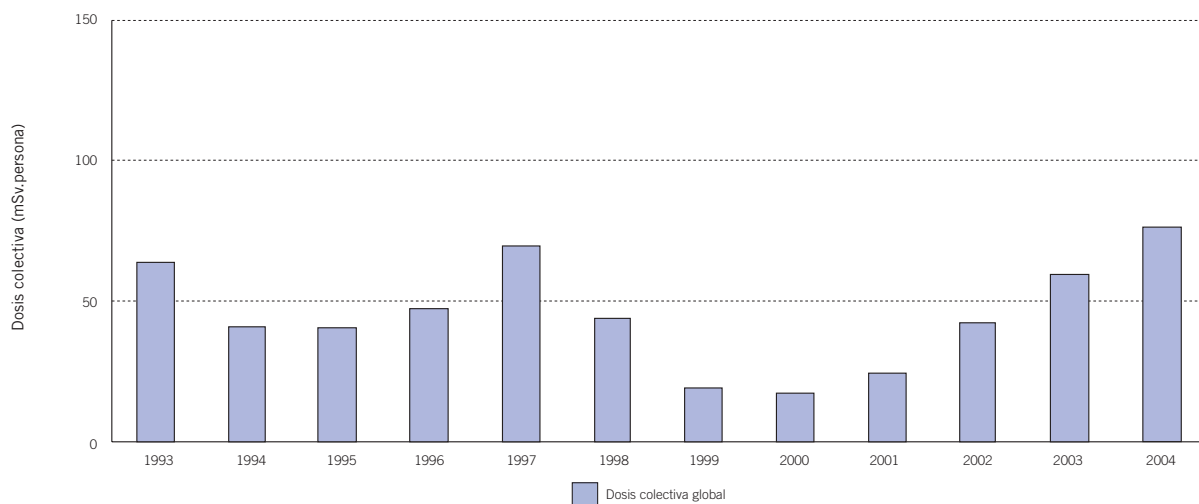
No hubo sucesos destacables, entendiendo por tales los que tienen relevancia para la seguridad de la instalación o repercusión social, únicamente se produjeron dos incidencias en transporte de material radiactivo, achacables enteramente al remitente de los bultos y cuya detección fue posible gracias a los procedimientos de comprobación de los bultos recepcionados en la instalación, que tiene implantados la fábrica. En el capítulo 6.1.4 de este *Informe anual*, se especifican los detalles sobre dichas incidencias.

f) Dosimetría personal

En el año 2004 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 444. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 76 mSv.persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,71 mSv/año, lo que supone un porcentaje del 1,42% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. En la figura 2.55 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 90 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y a 216 personas mediante análisis de excretas. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Figura 2.55. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta de fabricación de combustible de Juzbado



g) Vigilancia radiológica ambiental y efluentes

Los programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.5 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la fábrica de Juzbado, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del PVRA realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 600 muestras y se realizaron del orden de 800 análisis.

En las tablas 2.14 a 2.17 se presenta un resumen, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación, de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de

análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de las tablas se incluye, asimismo, el valor medio anual de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Los resultados obtenidos son similares a los de períodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

En la tabla 2.13 se muestran los datos de actividad de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos durante el año 2004. Asimismo, en el caso de los efluentes líquidos se incluye el valor máximo registrado a lo largo del año de la concentración de actividad de las tandas vertidas.

De los valores de la tabla se desprende que el impacto radiológico asociado a los vertidos efectuados durante el año 2004 no es significativo, representando dichos valores una pequeña fracción de los límites autorizados.

Tabla 2.13. Emisión de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente. Juzbado 2004

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Máxima concentración (Bq/m ³)
Líquidos	1,75 10 ⁷	1,52 10 ⁴
Límite	1,20 10 ¹⁰	2,22 10 ⁵
Gaseosos	3,28 10 ⁴	–
Límite	1,92 10 ⁸	–

Tabla 2.14. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Juzbado 2003

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	8,36 10 ⁻⁵	351/368	1,40 10 ⁻⁵
Alfa total	(1,25 10 ⁻⁵ - 1,27 10 ⁻³)		
Espectrometría alfa			
U-234	8,10 10 ⁻⁷ (4,70 10 ⁻⁷ - 1,10 10 ⁻⁶)	7/7	1,46 10 ⁻⁷
U-235		0/7	1,31 10 ⁻⁷
U-238	7 10 ⁻⁷ (3,50 10 ⁻⁷ - 1,10 10 ⁻⁶)	7/7	7,57 10 ⁻⁸
TLD	1,36	83/83	–
(mSv/año)	(9,90 10 ⁻¹ - 2,23)		

Tabla 2.15. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Juzbado 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total		0/12	1,38 10 ³
Espectrometría alfa			
U-234	1,15 10 ¹ (5,40 - 1,50 10 ¹)	3/12	1,23 10 ¹
U-235	4,88	0/12	1,43 10 ¹
U-238	1,04 10 ¹ (5,40 - 1,80 10 ¹)	5/12	7,11

Tabla 2.16. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Juzbado 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,78 10 ¹ (3,14 10 ¹ - 6,48 10 ¹)	3/12	2,94 10 ¹
Beta total	1,45 10 ² (8,50 10 ¹ - 2,95 10 ²)	12/12	6,82 10 ¹
Beta resto	1,46 10 ² (8,22 10 ¹ - 2,48 10 ²)	4/12	6,82 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	5,05 (2,70 - 7,40)	2/2	9,9 10 ⁻¹
U-235		0/2	1,00
U-238	4,15 (2,30 - 6)	2/2	5,80 10 ⁻¹

Tabla 2.17. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Juzbado 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,71 10 ² (3,08 10 ² - 7,4 10 ²)	9/9	1,13 10 ²
Espectrometría alfa			
U-234	1,43 10 ¹ (8,00 - 2,50 10 ¹)	9/9	1,68 10 ⁻¹
U-235	7,43 10 ⁻¹ (3,60 10 ⁻¹ - 1,40)	9/9	2,73 10 ⁻¹
U-238	1,38 10 ¹ (8,30 - 2,40 10 ¹)	9/9	1,80 10 ⁻¹

h) Residuos radiactivos

En la fábrica de combustible de Juzbado se generan residuos radiactivos de baja y media actividad de la corriente de compactables y no compactables. Adicionalmente también se generan, en pequeñas cantidades, aceites contaminados.

En la instalación el único tipo de tratamiento que se realiza a los residuos radiactivos generados es la segregación por corrientes e introducción en bidones de 220 litros, los cuales son almacenados en el

Almacén Temporal de Residuos Sólidos (ATRS) de la instalación.

En la tabla 2.18 se resume la generación de residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad en la fábrica de combustible de Juzbado durante el año 2004.

En la tabla 2.19 se resume la gestión de los residuos radiactivos generados en Juzgado desde su inicio de operación hasta el 31 de diciembre de 2004.

Tabla 2.18. Bultos de residuos radiactivos generados en el año 2004 en la fábrica de Juzbado

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
Fábrica de Juzbado	10,1	159	0

Tabla 2.19. Gestión de los residuos radiactivos acondicionados en la fábrica de Juzbado, desde el inicio de su operación hasta el 31 de diciembre de 2004

	Bidones generados (1)	Bidones reacondicionados (1)	Bidones evacuados (1)	Bidones almacenados (1)	Capacidad almacenes (2)	Ocupación almacenes (2)
Fábrica de Juzbado	3.419	1.228	116	2.075	3.368	61,61%

(1) Residuos acondicionados en bidones de diferentes volúmenes (180, 220, 290, 400 y 480 litros), los bultos reacondicionados han desaparecido al ser transformados en otros bultos de mayor volumen.

(2) Bidones equivalentes de 220 litros. El estado de ocupación de los almacenes temporales de residuos radiactivos acondicionados de media y baja actividad (bidones almacenados equivalentes) y la capacidad de los almacenes viene expresada en número de bidones con volumen equivalente a 220 litros.

2.2.2. Centro de almacenamiento de residuos radiactivos El Cabril

a) Actividades

La instalación dispone de Autorización de explotación otorgada por Orden del Ministerio de Economía de 5 de octubre de 2001. Durante el año 2004, se llevaron a cabo las operaciones de recepción, almacenamiento temporal, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en celdas de los residuos de baja y media actividad generados por las instalaciones nucleares y radiactivas y los generados en incidentes en instalaciones no reguladas. La descripción detallada de estos incidentes se recoge en el capítulo 5 de este Informe.

La instalación dispone de varios programas cuyos objetivos son garantizar:

- El cumplimiento de los requisitos de seguridad y la ausencia de impacto radiológico sobre la población y el medio ambiente por su funcionamiento.

- Su seguridad a largo plazo, considerando los procesos de caracterización de residuos, el comportamiento de las barreras de ingeniería y el comportamiento del emplazamiento.

Del seguimiento y control de las operaciones, así como de las evaluaciones de los informes periódicos remitidos y de las inspecciones realizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear, se concluye que las actividades se desarrollaron de acuerdo con los límites y condiciones establecidos en la autorización de explotación y en la legislación vigente.

En el año 2004, en la instalación se recibieron 2.468 bultos o unidades de contención, más 17 muestras, de residuos radiactivos de baja y media actividad:

- 1.373 procedentes de las instalaciones nucleares más 17 muestras.
- 973 de instalaciones radiactivas.
- Dos procedentes del incidente de la planta fragmentadora de chatarra, hierros y metales de

Daniel González Riestra, S.L. (Gijón, Asturias) y 120 del de Sidenor Industrial (Reinosa, Cantabria). Ver apartado 4.2.2.3. *Residuos radiactivos detectados en los materiales metálicos* y apartado 6.3.2. *Retiradas de material radiactivo detectados en los materiales metálicos*.

Durante el año 2004 en el laboratorio de verificación de la calidad del residuo de la instalación se realizaron estudios y pruebas de caracterización de bultos de residuos reales procedentes de centrales nucleares. También se llevaron a cabo diferentes estudios sobre probetas fabricadas con residuos simulados para determinar la calidad del producto final según el tipo de cemento, dosificación, presencia de compuestos no deseados, etc. Por otra parte, se efectuaron ensayos radioquímicos con residuos sin acondicionar para comprobar la evolución de los factores de escala y asociar el valor de actividad en emisores alfa de lotes de bultos. En el laboratorio se recibieron 17 muestras de residuos sin acondicionar procedentes de instalaciones nucleares. Adicionalmente, se llevaron a cabo ensayos de caracterización de muestras de residuos generados en instalaciones radiactivas, así como el estudio de los bultos históricos ubicados en los módulos de almacenamiento de la instalación.

Durante el año 2004 finalizó la ocupación de la Celda N-2, iniciándose el almacenamiento en la N-9. A 31 de diciembre de 2004, el número de celdas completas era de 14, todas ellas cerradas, con excepción de la N-2 que se encuentra en proceso de cierre. El número total de bultos almacenados en celdas es de 94.127. Asimismo, en las celdas de la *plataforma sur* números 26, 27 y 28 se han almacenado con carácter temporal 108 contenedores ISO con residuos procedentes de los incidentes de las acérías. En la *plataforma norte* se encuentran 15 contenedores similares procedentes de los últimos incidentes.

El 17 de junio de 2004 se llevó a cabo el simulacro anual de emergencia que se desarrolló según lo previsto.

Continúa en evaluación, por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, la revisión del *Estudio de seguridad* así como de la *Revisión periódica de la seguridad* presentadas para dar cumplimiento a la condición 6 y a la condición 9.1, respectivamente, de la autorización de explotación.

Igualmente, se encuentra en evaluación la revisión del modelo de flujo y transporte del centro de almacenamiento El Cabril y la metodología de aceptación de bultos no tipificados nivel 2 y bultos no conformes, requeridos por el Consejo de Seguridad Nuclear.

En octubre de 2004 Enresa presentó al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el Plan para la desclasificación de paramentos y escombros de la instalación, que se encuentra en evaluación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear.

Se han prorrogado una licencia de supervisor y seis de operador.

b) Autorizaciones

- El Consejo en su reunión de 28 de julio de 2004, informó favorablemente sobre la utilización de unidades de almacenamiento de bultos de reacondicionamiento de 400 y 480 litros de las centrales nucleares José Cabrera y Almaraz.
- El Consejo en su reunión de 10 de junio de 2004, informó favorablemente sobre la ejecución y montaje de las celdas de almacenamiento de la instalación complementaria de almacenamiento de residuos de muy baja actividad.
- El Consejo en su reunión de 1 de diciembre de 2004, informó favorablemente sobre el *Estudio de impacto ambiental* de la instalación complementaria para los residuos de muy baja actividad.
- El Consejo en su reunión de 1 de diciembre de 2004, informó favorablemente sobre el *Plan de emergencia interior* (aprobado por resolución de la

Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2005).

- El Consejo en su reunión de 15 de diciembre de 2004, informó favorablemente sobre la modificación de diseño del edificio auxiliar de acondicionamiento (aprobado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2005).
- El Consejo en su reunión de 15 de diciembre de 2004, informó favorablemente sobre la modificación de diseño relativa al acondicionamiento de residuos áridos provenientes del incidente de Acerinox y de otros materiales similares (aprobado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2005).

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN en los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2004 se realizaron un total de 11 inspecciones a la instalación. Las desviaciones identificadas fueron corregidas o están en curso de corrección por el titular. Los objetivos de cada una de las inspecciones fueron los siguientes:

- Verificación de los procesos de aceptación de los residuos de baja y media actividad generados por la fábrica de combustibles de Juzbado.
- Cumplimiento de la Instrucción técnica relacionada con los parámetros de seguridad y protección radiológica a largo plazo.
- Verificación del sistema informático aplicado a la gestión de residuos de baja y media actividad.
- Aplicación del programa de garantía de calidad.
- Auditar la nueva instrumentación de la estación de meteorología.

- Comprobaciones sobre la operatividad del *Plan de emergencia interior* y asistencia al simulacro de emergencia.
- Seguimiento de la vigilancia del control de efluentes.
- Seguimiento de los aspectos estructurales del edificio auxiliar de acondicionamiento, cierre de las celdas números 2 y 10, y seguimiento de las infiltraciones de la celda número 16.
- Criterios empleados en la revisión del modelo hidrogeológico.
- Dos inspecciones de control general de la instalación.

d) Apercibimientos y sanciones

En 2004 no ha habido ninguna actuación que haya dado lugar a apercibimientos o sanciones.

e) Sucesos

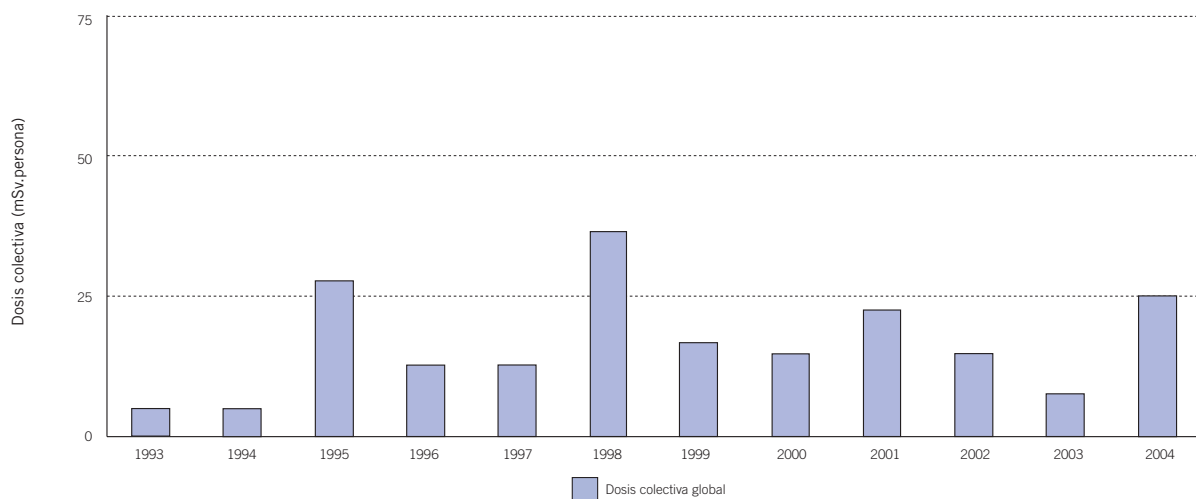
Durante 2004 no se produjo ningún suceso notifiable, desde el punto de vista de la seguridad y protección radiológica, en relación con las actividades que se desarrollan en la instalación.

f) Dosimetría personal

En el año 2004, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 231. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 25 mSv/persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,72 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 1,44% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. En la figura 2.56 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 130 personas mediante medida

Figura 2.56. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril



directa de la radiactividad corporal. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

g) Vigilancia radiológica ambiental y efluentes

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan cabo en España alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe anual. En la tabla 7.5 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la instalación de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de El Cabril, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental realizados por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no son proporcionados hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se

recogieron aproximadamente 635 muestras y se obtuvieron del orden de 1.400 datos.

Al estar licenciada la instalación con la condición de vertido nulo de efluentes radiactivos líquidos, no está previsto que en condiciones normales de operación se efectúen descargas al exterior de líquidos contaminados.

En la tabla 2.20 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos gaseosos de El Cabril durante el año 2004. Estos vertidos no representaron ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

En las tablas 2.21 y 2.22 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población, elaboradas a partir de los datos remitidos por la instalación. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de estas tablas se incluye, asimis-

Tabla 2.20. Emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente. El Cabril. Año 2004

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Actividad beta total (Bq)	Actividad gamma (Bq)	Actividad tritio (Bq)
Gaseosos	6,41 10 ³	1,01 10 ⁵	LID	1,69 10 ⁹

Tabla 2.21. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. El Cabril año 2003

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Aire			
(Bq/m ³)			
Beta total	5,12 10 ⁻⁴ (5,30 10 ⁻⁵ - 1,69 10 ⁻³)	370/371	3,05 10 ⁻⁵
Sr-90	< LID	0/28	6,31 10 ⁻⁶
H-3	3,32 10 ⁻³ (4,06 10 ⁻⁴ - 9,78 10 ⁻³)	18/28	9,83 10 ⁻⁴
C-14	1,86 10 ⁻² (3,52 10 ⁻³ - 3,67 10 ⁻²)	23/28	1,05 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/28	2,36 10 ⁻⁵
Cs-137	< LID	0/28	2,99 10 ⁻⁵
TLD	1,31	130/130	—
(mSv/año)	(0,91 - 2,93)		

Tabla 2.22. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). El Cabril año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	1,56 (7,95 10 ⁻¹ - 3,48)	14/14	5,56 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	3,04 10 ⁻¹
Cs-137	7,64 (7,49 10 ⁻¹ - 2,42 10 ¹)	12/14	4,67 10 ⁻¹

mo, el valor medio de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Los resultados obtenidos son similares a los de períodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

h) Residuos radiactivos

Las actividades propias de la instalación generan pequeñas cantidades de residuos de baja y media actividad que se agrupan en las siguientes corrientes:

- Residuos tecnológicos constituido por material de laboratorio o usado en el mantenimiento de equipos: guantes, ropas, etc.
- Residuos líquidos, acuosos y orgánicos.
- Residuos mixtos: líquidos orgánicos y viales.
- Filtros de los sistemas de ventilación de la instalación.

Una vez segregados y clasificados, son sometidos a los mismos procesos de tratamiento que los residuos procedentes de las instalaciones radiactivas receptionados en la instalación, es decir: compactación, incineración, solidificación e inmovilización en conglomerante hidráulico y fabricación de mortero.

2.2.3. Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

a) Actividades

La instalación, desde enero de 2003, se encuentra en situación de parada definitiva de las actividades productivas, siendo nula la producción, ni siquiera residual de concentrados de uranio.

El 14 de julio de 2003, el Ministerio de Economía, previo informe del CSN, emite una orden ministe-

rial por la que se declara el cese definitivo de la explotación de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio estableciendo el plazo de un año para la presentación de la solicitud de la autorización de desmantelamiento.

Durante el año 2004 las actividades de la planta Quercus se centraron en el tratamiento de los efluentes líquidos (aguas de corta y líquidos sobrenadantes del dique de estériles) para su acondicionamiento y vertido, así como el mantenimiento de estas secciones.

Durante el año 2004 se han originado 5.939 toneladas de lodos de neutralización que se han acumulado en el dique de estériles que contiene en total 895.163 toneladas de lodos de neutralización.

En cuanto al tratamiento de efluentes líquidos se ha tratado en el año 2004 un total de 473.782 metros cúbicos de aguas de corta y 106.768 metros cúbicos de aguas del dique.

A lo largo del año no se ha producido ningún incumplimiento de las condiciones límites de funcionamiento ni ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente.

No se ha realizado ningún transporte de material radiactivo al no haber existencias de concentrados de uranio.

Se ha producido la prórroga de dos licencias de supervisor y nueve de operador.

b) Autorizaciones

El día 10 de marzo de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la revisión 6 del *Reglamento de funcionamiento* adaptada a la nueva situación de cese definitivo de la explotación.

El día 14 de mayo de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la

revisión 5 del *Estudio de seguridad* adaptada a la nueva situación de cese definitivo de la explotación.

El día 26 de mayo de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la revisión 5 del *Plan de emergencia* adaptada a la nueva situación de cese definitivo de la explotación.

El día 14 de mayo de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la revisión 5 de las *Especificaciones de funcionamiento* adaptadas a la nueva situación de cese definitivo de la explotación.

El día 29 de julio de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la prórroga de un año para la presentación de la solicitud del desmantelamiento de la planta Quercus.

El CSN aprecia favorablemente el *Manual de protección radiológica* aplicable al cese definitivo de la explotación de la planta Quercus.

c) Inspecciones

Se realizaron cinco inspecciones de seguimiento y control. Las inspecciones se llevaron a cabo sobre las actividades de la planta, sobre documentos de explotación, auscultación del dique de estériles y los programas de vigilancia radiológica ambiental y sobre vigilancia y control de las aguas subterráneas.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones durante el año 2004.

e) Sucesos

Durante el año 2004 no se produjo ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente. Tampoco se produjo incumplimiento de las condiciones límites de funcionamiento.

f) Dosimetría personal

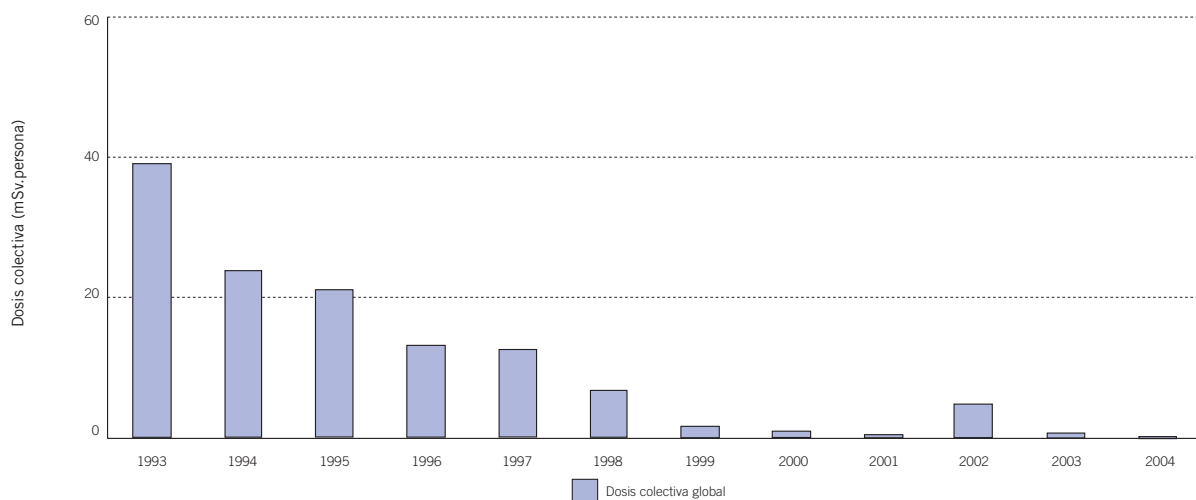
En 2004, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio fueron 84. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,25 mSv/persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,13 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,25% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. En la figura 2.57 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

g) Vigilancia radiológica ambiental y efluentes

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.5 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la fábrica de concentrados de uranio de Saelices el Chico, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación. El programa vigente es el correspondiente a la fase operacional de la planta Quercus, que incluye y amplía el antiguo programa de vigilancia radiológica ambiental de la planta Elefante, que están en el mismo emplazamiento, término municipal de Saelices el Chico, actualmente en fase de desmantelamiento autorizada por resolución de la Dirección General de Energía de fecha 16 de enero 2001. (Ver 5.2.1. *Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio*.)

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 600 muestras y se obtuvieron del orden de 1.700 datos.

Figura 2.57. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio



En las tablas 2.23 y 2.24 se muestran las emisiones de efluentes líquidos y gaseosos de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio correspondientes al año 2004. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

En las tablas 2.25 a 2.28 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de estas tablas se incluye, asimismo, el valor medio anual de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Los resultados obtenidos fueron similares a los de períodos anteriores y no mostraron incidencia radiológica significativa para la población atribui-

ble al funcionamiento de esta instalación. En el caso del agua potable, tal como ocurría en campañas anteriores, algunos de los valores medidos para el índice de actividad alfa total superaron el nivel de referencia de la Guía 7.7 del CSN de *Control radiológico del agua de bebida*, que indica que hay que realizar análisis adicionales en el agua. Los análisis adicionales que se han realizado son determinación de radio-226, uranio total y torio-230. Todos los valores obtenidos para estos radionucleidos corresponden a la fase de no actuación de la guía. Por otro lado alguno de los valores de Plomo-210 obtenidos superó el nivel de investigación, aunque ninguno de ellos alcanzó el nivel de notificación de la mencionada guía.

Dado que la planta se encuentra, desde el 1 de enero del 2003, en situación de parada definitiva de las actividades productivas, no se han generado a lo largo del año efluentes radiactivos gaseosos y los únicos efluentes radiactivos líquidos vertidos se han originado como consecuencia del tratamiento, para su acondicionamiento y vertido, de las aguas de corta y de los líquidos sobrenadantes del dique de estériles.

Tabla 2.23. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2004

Efluentes	Máxima actividad de Ra-226 acumulada en 12 meses consecutivos (GBq)	Máximo incremento de concentración de Ra-226 en el río (Bq/m ³)
Líquidos	4,10 10 ⁷	0,27
Límite	1,64 10 ⁹	3,75

Tabla 2.24. Emisión de efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2004

Efluentes	Actividad total (MBq)	Concentración media anual de polvo de mineral (mg/m ³)	Concentración media anual de polvo concentrado (mg/m ³)	
			Zona de secado	Zona de envasado
Gaseosos ⁽¹⁾	–	–	–	–
Límites	–	15	5	5

(1) Debido al cese de las actividades productivas no se han generado efluentes radiactivos gaseosos.

Tabla 2.25. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Planta Quercus. Año 2003

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo (Bq/m³)			
Alfa total	6,58 10 ⁻⁵ (9,23 10 ⁻⁶ - 2,71 10 ⁻⁴)	307/312	7,73 10 ⁻⁶
Ra-226	<LID	0/24	5,03 10 ⁻⁶
Pb-210	3,92 10 ⁻⁴ (2,45 10 ⁻⁴ - 6,99 10 ⁻⁴)	24/24	5,01 10 ⁻⁶
Uranio total	1,15 10 ⁻⁵ (7,78 10 ⁻⁶ - 2,08 10 ⁻⁵)	4/24	6,99 10 ⁻⁶
Th-230	1,87 10 ⁻⁵ (6,84 10 ⁻⁶ - 2,95 10 ⁻⁵)	23/24	6,21 10 ⁻⁶
TLD	1,53	86/86	
mSv/año	(0,91 - 2,26)		

Tabla 2.26. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/3	1,27 10 ³
Uranio total	< LID	0/3	9,73
Ra-226	< LID	0/3	5,83 10 ²
Pb-210	< LID	0/3	4,59 10 ²
Th-230	< LID	0/3	3,26 10 ³

Tabla 2.27. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,20 10 ² (9,58 10 ¹ - 1,59 10 ²)	3/12	4,23 10 ¹
Ra-226	1,10 10 ¹ (6,64 - 1,52 10 ¹)	10/12	4,68
Pb-210	5,61 10 ¹ (1,17 10 ¹ - 2,61 10 ²)	12/12	6,94
Uranio total	6 10 ¹ (1,25 10 ¹ - 1,24 10 ²)	11/12	1,61 10 ¹
Th-230	9,90 (5,56 - 1,54 10 ¹)	12/12	5,16

Tabla 2.28. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Planta Quercus. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,73 10 ² (8,80 10 ¹ - 1,92 10 ³)	42/44	8,86 10 ¹
Uranio total	5,70 10 ¹ (8,47 10 ⁰ - 5,43 10 ²)	44/44	8,40
Ra-226	5,57 10 ¹ (1,88 10 ¹ - 2,62 10 ²)	39/44	2,45 10 ¹
Pb-210	5,42 10 ¹ (2,29 10 ¹ - 1,94 10 ²)	44/44	7,41
Th-230	< LID	0/44	1,14 10 ²

2.2.4. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat)

El Ciemat está autorizado por resoluciones de la Dirección General de la Energía de fechas 15 de julio de 1980 y 3 de febrero de 1993 como instalación nuclear única. Esta última resolución, vigente actualmente, contempla, a su vez, dos grupos de

instalaciones: uno que incluye las que se encuentran paradas en fase de desmantelamiento para su clausura —cuatro instalaciones nucleares y dos radiactivas—, y otro grupo formado por las 20 instalaciones radiactivas operativas. Estas últimas disponen de límites y condiciones de funcionamiento, fijados por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas y específicos para cada una de las instalaciones.

a) Actividades

Por resolución de la Dirección General del Ciemat de 20 enero de 2000, se puso en marcha un *Plan integrado para la mejora de las instalaciones del Ciemat* (Pimic), en el que se contemplan diversas actuaciones de descontaminación y desmantelamiento de las instalaciones paradas y de las labores de descontaminación y rehabilitación en aquellas zonas del centro que pudieran presentar niveles de contaminación superior a las aceptables para el desarrollo de actividades convencionales no sujetas a regulación.

En el año 2001 el Consejo apreció favorablemente la revisión 1 del *Plan director* para la ejecución del Pimic presentado por el titular. En el año 2002 lo hizo a la revisión 2 de este documento, vigente actualmente, que estructura estas actividades dentro de dos proyectos diferenciados: el proyecto de desmantelamiento y el proyecto de rehabilitación. El emplazamiento del centro se ha dividido, a tal efecto, en 28 parcelas. Cuatro parcelas adyacentes que albergaron las instalaciones nucleares más representativas de la antigua Junta de Energía Nuclear JEN, son objeto del denominado proyecto de desmantelamiento. Las otras 24 parcelas son objeto del denominado proyecto de rehabilitación, alguna de ellas con instalaciones sometidas a procesos de desmantelamiento iniciados con anterioridad.

A lo largo del año 2004 el Ciemat ha continuado con la caracterización radiológica de las parcelas del centro pendientes de rehabilitar. A finales del año 2004 el Ciemat ha dado por concluidas las actuaciones de rehabilitación en 14 de las 24 parcelas del proyecto de rehabilitación y se continúa trabajando en las restantes.

Durante el año 2004 el Ciemat ha finalizado los trabajos de desmantelamiento de la instalación IN-03, planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación, siguiendo el plan de desmantelamiento informado favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear en el año 2002. El Ciemat solicitará en breve al Ministe-

rio de Industria, Turismo y Comercio la *declaración de clausura* de esta instalación nuclear.

El Ciemat ha decidido solicitar la declaración de clausura de la instalación IN-04, celdas calientes metalúrgicas, para su liberación incondicional para dedicar su edificio a usos no regulados. A tal efecto, en el año 2004, se han reanudado las actividades contempladas en el *Plan de descontaminación y desmantelamiento* de la instalación que el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente en 1993.

Por su parte el CSN, durante el año 2004, continuó con la evaluación de la documentación presentada en apoyo de la solicitud del proyecto de desmantelamiento de las instalaciones del Ciemat sometidas al proyecto de desmantelamiento, remitiendo al titular diversos escritos con petición de información adicional al respecto.

Dentro de las actividades de preparación para el desmantelamiento de la instalación IN-01, en el año 2004 ha concluido el vertido del agua almacenada en la piscina del reactor experimental Jen-1. Dicho vertido se ha realizado con la supervisión constante del Servicio de Protección Radiológica del centro y ha cumplido en todo momento con los requisitos de seguridad y protección radiológica impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear, sin que haya supuesto ningún riesgo para la población ni el medio ambiente.

En relación con esta instalación el CSN respondió a la solicitud del delegado de la Concejalía de Gobierno de Medio Ambiente y servicios a la ciudad del Ayuntamiento de Madrid, sobre vertidos del agua de la piscina del reactor nuclear Jen-1, con lo siguiente:

- El Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC), aprobado por resolución de la Dirección General del centro de 20 de enero de 2000, contempla el desmantelamiento y clausura de las instalaciones paradas

del Ciemat, incluyendo el reactor experimental JEN-1 que se encuentra en la instalación IN-01.

- El Consejo de Seguridad Nuclear CSN apreció favorablemente la revisión 2 del *Plan director* para el PIMIC en su reunión de 5 de junio de 2002.
- El CSN, en su reunión de 7 de mayo de 2003, informó favorablemente sobre el estudio de impacto ambiental para el desmantelamiento de las instalaciones contempladas en el PIMIC.
- Dentro de las actuaciones preparatorias del desmantelamiento de dicho reactor está el vaciado y vertido controlado del agua de su piscina. La instalación cuenta para ello con diversos depósitos originales y otros contruidos *ex profeso* que permiten los trasvases, muestreos y análisis de cada tanda de vertido que se realice.
- El informe contemplaba la sistemática del vertido controlado previsto. Dicha operación se desarrolla posteriormente en el documento *Procedimiento específico para el vertido controlado de agua de la piscina del reactor experimental Jen-1*, que el Ciemat remitió al CSN en fecha 2 de junio de 2003.
- La radiactividad presente en el agua de piscina del reactor se debe a la presencia de Cs-137 y de tritio H-3. La concentración de Cs-137 en está en torno a los 75 Bq/l, valor inferior al límite de concentración derivada del límite de dosis al público en agua1 establecido en el *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* de 2001 para dicho radioisótopo (117 Bq/l). La concentración del H-3 es del orden de 3.500 Bq/l, sensiblemente inferior a los 84.600 Bq/l, límite de concentración derivada en agua para dicho radioisótopo.
- El Consejo de Seguridad Nuclear requirió al Ciemat por escrito de la Dirección Técnica de 29 de julio de 1998, que todos los vertidos que se realicen sean, en el punto de descarga, la décima

parte de los valores reglamentarios anteriormente mencionados. La evacuación del agua de piscina del reactor ha precisado, por consiguiente, de una dilución de 1:7, es decir, se ha diluido cada litro de agua de la piscina con seis litros de agua limpia. Estos requisitos están recogidos en el procedimiento indicado anteriormente.

- La primera operación de vertido se llevó a cabo entre los días 12 y 20 de junio de 2003. La última de estas operaciones se realizó entre los días 25 y 27 de mayo de 2004, con lo que el Ciemat ha dado por concluida esta operación de preparación para el desmantelamiento de la piscina del reactor.
- En total han sido catorce ciclos de vertido realizados con una secuencia temporal.

Concentración en el agua cuya ingestión regular a lo largo de un año, 1,8 litros diarios, no implicaría en un miembro del público una dosis superior al límite de dosis para los miembros del público (1 mSv/año).

- Con objeto de comprobar que el vertido se ha realizado de acuerdo con el procedimiento establecido, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó, durante el mes de junio de 2003, dos inspecciones de control a la operación.
- El Ciemat ha venido informando regularmente sobre los vertidos de agua realizados en sus informes mensuales que regularmente son remitidos y revisados por el CSN.
- Dentro de las operaciones del control de la instalación en general y de esta operación en concreto, se contempló la medida de los niveles de tasa de dosis tanto en la nave del reactor como en las proximidades de la superficie del agua de la piscina. Hasta el momento no se han apreciado cambios significativos de los valores previstos.

- Adicionalmente hay que considerar que el Ciemat, como todas las instalaciones nucleares, dispone de un *Programa de vigilancia radiológico ambiental* (PVRA) a fin de controlar la posible influencia de los vertidos líquidos procedentes de sus instalaciones en el exterior del centro. Entre las medidas de control que se consideran en este PVRA se encuentran la toma regular de muestras de agua superficial que se desarrolla de acuerdo al siguiente programa de muestreo:
- Los resultados obtenidos en estas estaciones de muestreo desde la campaña del año 1986 no presentan diferencias significativas a lo largo de los distintos períodos ni entre las muestras correspondientes a los puntos ubicados aguas arriba y aguas abajo del punto de vertido.
- Los vertidos realizados por el Ciemat a partir del 12 de junio de 2003, procedentes del agua de la piscina del reactor Jen-1, no han supuesto ninguna variación en relación a los valores de concentración que se venían obteniendo con anterioridad.
- Por otra parte hay que indicar que existe una red de vigilancia del medio acuático de ámbito nacional que incluye los ríos de las principales cuencas hidrográficas y las aguas del perímetro costero español. Para llevar a cabo esta vigilancia el CSN tiene suscrito un acuerdo específico con el Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas (Cedex).
- Entre las estaciones de muestreo consideradas se encuentran en el río Manzanares dos situadas a su paso por El Pardo y La China, y en ellas se realizan las siguientes determinaciones: índices de actividad alfa total, beta total y beta resto, tritio y espectrometría gamma. En los resultados obtenidos no se observa ninguna variación relevante a lo largo de los distintos períodos y no se han detectado isótopos artificiales emisores

gamma superiores al LID en ninguna de las muestras analizadas.

- Por todo lo anterior se puede concluir que no se ha visto alterada la calidad radiológica de las aguas superficiales como consecuencia de los vertidos realizados a la red general del alcantarillado procedentes del Ciemat. Se considera como referencia los valores paramétricos establecidos para las concentraciones de los índices de actividad alfa y beta total y tritio en el Real Decreto 140/2003⁴, aunque no son de aplicación a las aguas procedentes directamente del río, se observa que los resultados de las muestras del PVRA son siempre inferiores a los indicados.

Por todo ello, se entiende que la operación de vertido del agua de la piscina del reactor ha cumplido en todo momento con los requisitos de seguridad y protección radiológica impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear al Ciemat para el vertido de efluentes, sin que haya supuesto ningún riesgo para la población ni el medio ambiente.

El resto de las instalaciones radiactivas no operativas, incluidas en el proyecto de desmantelamiento del centro (IN-07 almacenamiento de residuos líquidos radiactivos RAA-MTR, IR-16, acondicionamiento de residuos líquidos radiactivos e IR-18, planta M-1) han continuado sometidas al programa de vigilancia y control habitual, que proseguirá en tanto no se autorice el plan de desmantelamiento de las mismas.

Las instalaciones operativas del centro funcionaron durante el año 2004 con normalidad, con la excepción de un suceso acaecido en la IR-08 que se indica en el apartado de sucesos de este mismo capítulo.

En el 2004 han finalizado los ensayos de coprecipitación de uranio/actínidos en el laboratorio de emisores alfa, incluido en IR-15. La realización de

dichos ensayos ha contado con la apreciación favorablemente del Consejo de Seguridad Nuclear de fecha 9 de abril de 1996.

Como programa de mejora de la seguridad, en el año 2004 el CSN ha finalizado la evaluación del *Plan de emergencia interior* que incluye, a requerimiento del CSN, las actividades previstas en el Pimic.

Prosigue la evaluación de la revisión del *Manual de protección radiológica* del Ciemat presentada por el titular para adaptarse al nuevo *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* (Real Decreto 783/2001 de 6 de julio). En el transcurso del año el CSN ha requerido al titular información adicional al respecto y la aclaración de ciertas consideraciones de la información enviada.

Se han concedido siete nuevas licencias de supervisor y cinco de operador, ambas para instalaciones radiactivas.

b) Autorizaciones

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de marzo de 2004, tras informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, para la puesta en marcha de la modificación de la instalación IR-03 laboratorio de protección radiológica del Ciemat.

No se han concedido autorizaciones administrativas en el período contemplado.

c) Inspecciones

Se realizaron 15 inspecciones programadas a las instalaciones del centro que se pueden desglosar de la siguiente manera: seis a las del grupo que estaban operativas y dos a instalaciones paradas, tres inspecciones relativas al funcionamiento general del centro y el resto de inspecciones a las actividades relacionadas con el Pimic.

También se llevó a cabo una inspección no programada con motivo del incidente ocurrido en la ins-

talación IR-08 que se describe a continuación, en el apartado correspondiente.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones durante el año 2004.

e) Sucesos

El día 1 de junio de 2004 tuvo lugar un incidente sin consecuencias radiológicas en la instalación radiactiva IR-08 dotada de varios laboratorios en los que se utilizan isótopos radiactivos. Erróneamente, en el marco de las obras de construcción del vallado del área protegida del futuro proyecto de desmantelamiento, se produjo la demolición de un tabique de aproximadamente dos metros cuadrados que dio lugar a la pérdida temporal de estanqueidad del distribuidor de uno de los laboratorios de dicha instalación. Dada la hora en la que ocurrió el incidente, éste no tuvo repercusión en la operación de la instalación ni incidencia radiológica al exterior de la misma, puesto que ya habían finalizado las actividades diarias.

f) Dosimetría personal

En el año 2004, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Ciemat fueron 350. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 4,49 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 1,12 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 2,25% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. La figura 2.58 muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna se efectuaron controles mediante medida directa de la radiactividad corporal a 105 trabajadores y por análisis de orina a 31. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Figura 2.58. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de las instalaciones del Ciemat



g) Vigilancia radiológica ambiental y efluentes

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.5 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno del Ciemat, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 250 muestras y se realizaron del orden de 600 análisis.

En la tabla 2.29 se resumen los valores del volumen y la actividad de los efluentes líquidos vertidos durante el año 2004, así como la concentración media en el punto de descarga de las instalaciones, calculada como el cociente de ambos. Estos valores representan una pequeña fracción de los límites autorizados, por lo que no llevan asociado ningún riesgo radiológico significativo.

Las tablas 2.30 a 2.32 presentan un resumen de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo.

Los resultados obtenidos son similares a los de períodos anteriores y no muestran incidencia radio-

Tabla 2.29. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Ciemat. Año 2004

Efluentes	Actividad total (kBq)	Concentración media (kBq/m ³)
Líquidos	1,79 10 ⁸	2,26 10 ⁵

Tabla 2.30. Resultados PVRA. Aire (Bq/m³). Ciemat. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	7,31 10 ⁻⁵ (1,61 10 ⁻⁵ - 1,68 10 ⁻⁴)	50/52	1,58 10 ⁻⁵
Beta total	6,92 10 ⁻⁴ (2,39 10 ⁻⁴ - 1,48 10 ⁻³)	52/52	3,44 10 ⁻⁵
Sr-90	< LID	0/4	9,40 10 ⁻⁷
I-131	< LID	0/52	1,47 10 ⁻⁴
H-3	1,09 10 ⁻²	1/11	7,19 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/10	5,90 10 ⁻⁵
Co-60	< LID	0/10	7,08 10 ⁻⁵
Cs-134	< LID	0/10	7,20 10 ⁻⁵
Cs-137	< LID	0/10	5,81 10 ⁻⁵

Tabla 2.31. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Ciemat. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	6,66 10 ¹ (2,48 10 ¹ - 1,13 10 ²)	8/8	3,39
I-131	< LID	0/8	9,97
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/8	4,50 10 ¹
Co-60	< LID	0/8	5,53 10 ¹
Cs-134	< LID	0/8	4,27 10 ¹
Cs-137	< LID	0/8	4,27 10 ¹

Tabla 2.32. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Ciemat. Año 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	1,83	1/1	1,14 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/1	2,12 10 ⁻¹
Co-60	< LID	0/1	3,44 10 ⁻¹
Cs-134	< LID	0/1	5,04 10 ⁻¹
Cs-137	1,00 10 ¹	1/1	1,63 10 ⁻¹

lógica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

h) Residuos radiactivos

Durante el año 2004 se retiró una fuente de Ra-226, en aplicación de la *Resolución de intervención* de la Dirección General de la Energía y de la aplicación del artículo 43 de la Ley 25/1964.

Se entregaron a Enresa 27 bidones de residuos acondicionados (bultos) para su traslado a las instalaciones de Enresa en el centro de almacenamiento El Cabril.

2.3. Instalaciones radiactivas

2.3.1. Introducción

Bases normativas y cometidos

La Ley de Energía Nuclear de 1964 define las instalaciones radiactivas como aquellas en que se utilicen isótopos radiactivos y equipos generadores de radiación ionizante y les impone la autorización administrativa previa, con la excepción de los equipos de rayos X de diagnóstico, para los que prevé una regulación específica.

La Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear establece una clasificación para las instalaciones radiactivas. *El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* concreta tal clasificación, al tiempo que fija un régimen de autorizaciones relacionado con ella.

A efectos de licenciamiento y control, el citado reglamento distingue entre las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear y las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales, a las que en adelante se denomina simplemente instalaciones radiactivas y que son el objeto de este apartado. Estas instalaciones se clasifican a su vez como de 1ª, 2ª y 3ª categoría, en función de su destino, de la actividad de los isótopos o de las características de los generadores de radiación de que disponen.

Las instalaciones radiactivas están sujetas a autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía o de los organismos de las comunidades autónomas que tienen transferidas las competencias ejecutivas en esta materia. Dicha autorización requiere el informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear.

A 31 de diciembre de 2004 tenían transferidas las competencias ejecutivas sobre instalaciones radiactivas de 1ª, 2ª y 3ª categoría las comunidades siguientes: Asturias, Baleares, Canarias, Cantabria, Cataluña, Castilla-León, Ceuta, Extremadura, Galicia, La Rioja, Madrid, Melilla, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia.

Las instalaciones de rayos X de diagnóstico se rigen, según prevé la Ley de Energía Nuclear, por un reglamento específico que establece para ellas un sistema de declaración y registro, a cargo de las comunidades autónomas.

Corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear el control del funcionamiento y la inspección de las instalaciones radiactivas una vez autorizadas, incluidas las instalaciones de rayos X de diagnóstico, en aplicación del apartado d) del artículo 2 de su Ley de Creación.

Según se expone en el capítulo 11 de relaciones institucionales e internacionales, el Consejo de Seguridad Nuclear, haciendo uso de la facultad que le reconoce la disposición adicional 3ª de su Ley de creación, encomienda determinadas actividades de evaluación del licenciamiento y control de las instalaciones radiactivas a algunas comunidades autónomas, con objeto establecer una relación mas próxima, ágil y flexible con los administrados y de aumentar la intensidad de las actuaciones.

Número de instalaciones y distribución geográfica

Como se refleja en la tabla 2.33, tienen autorización de funcionamiento un total de 1.330 instalaciones radiactivas (una de 1ª categoría, 994 de 2ª

Tabla 2.33. Evolución del número de instalaciones radiactivas

Categoría	Campo de aplicación	2000	2001	2002	2003	2004
1ª	Irradiación	1	1	1	1	1
	Subtotal	1	1	1	1	1
2ª	Comercialización	44	54	55	55	55
	Investigación y docencia	80	82	78	80	82
	Industria	549	565	573	572	587
	Medicina	252	259	258	262	270
	Subtotal	925	960	964	969	994
3ª	Comercialización	21	18	18	24	16
	Investigación y docencia	75	82	86	94	88
	Industria	182	165	166	168	161
	Medicina	92	82	80	98	70
	Subtotal	370	347	350	384	335
Rayos X médicos		18.402	20.208	21.884	22.947	24.069
Total		19.698	21.516	23.199	24.301	25.399

Tabla 2.34. Distribución de las instalaciones radiactivas por comunidades autónomas

Comunidad autónoma	Instalaciones radiactivas de 2ª categoría					Instalaciones radiactivas de 3ª categoría					Total instalaciones por autonomía	Rayos X por autonomía
	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Campo de aplicación	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Andalucía	1	9	71	41	122	1	20	25	9	55	177	4.014
Aragón	1	1	27	9	38	-	1	9	1	11	49	687
Asturias	-	1	23	7	31	-	1	2	5	8	39	628
Baleares	-	1	4	7	12	-	-	3	2	5	17	512
Canarias	-	2	16	9	27	-	3	-	1	4	31	805
Cantabria	-	1	10	3	14	-	2	5	-	7	21	311
Castilla La Mancha	-	1	30	7	38	-	-	1	2	3	41	825
Castilla León	-	4	36	17	57	-	4	6	2	12	69	1.270
Cataluña	15	21	103	52	191	5	17	32	15	69	260	4.295
Extremadura	-	1	9	5	15	-	1	2	2	5	20	450
Galicia	1	6	28	14	49	-	-	5	2	7	56	1.677
Madrid	33	27	71	53	184	9	22	30	16	77	261	3.441
Murcia	-	-	14	5	19	-	1	3	1	5	24	728
Navarra	1	1	19	3	24	-	2	1	1	4	28	336
País Vasco	1	-	70	11	82	1	8	25	3	37	119	1.487
Rioja	-	-	3	1	4	-	-	1	-	1	5	179
Valenciana	2	6	53	26	87	-	6	11	8	25	112	2.400
Ceuta	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	17
Melilla	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	7

C: Instalaciones radiactivas comerciales.

D: Instalaciones radiactivas de investigación y docencia.

I: Instalaciones radiactivas industriales.

M: Instalaciones radiactivas médicas.

categoría y 335 de 3ª categoría). Asimismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 24.069 instalaciones de radiodiagnóstico en los correspondientes registros de las comunidades autónomas.

La tabla 2.33 refleja el número de instalaciones autorizadas y su evolución por tipos de aplicación en los últimos años. En la tabla 2.34 se presenta la distribución de instalaciones radiactivas por tipos de aplicación y por comunidades autónomas.

Valoración global del funcionamiento de las instalaciones radiactivas durante el año

El Consejo estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2004 dentro de las normas de seguridad establecidas, respetándose las medidas precisas para la protección radiológica de las personas y el medio ambiente, y por tanto, sin que se produjeran situaciones de riesgo indebido.

2.3.2. Temas genéricos

Las actuaciones del CSN en relación con las instalaciones radiactivas incluye diversas estrategias, entre las que cabe destacar las siguientes:

- Simplificar los procesos de autorización y sus modificaciones.
- Adoptar progresivamente los elementos de la regulación informada por el riesgo.
- Incorporar los nuevos requisitos sobre la seguridad tecnológica y física de las fuentes radiactivas, y el control de fuentes radiactivas de alta actividad y fuentes huérfanas.
- Actualizar el régimen sancionador.
- Actualizar los requisitos exigibles a los equipos e instalaciones de radiodiagnóstico médico

- Facilitar a los titulares el cumplimiento de los requisitos exigibles evitando, en todo caso, requisitos regulatorios y trámites innecesarios.
- Establecer un sistema de análisis y registro de experiencia operativa en instalaciones radiactivas. Aplicar un sistema de clasificación de incidencias en función de su importancia para la seguridad.
- Incrementar las actuaciones de inspección sobre prácticas con mayor riesgo, como la gammagrafía industrial, e impulsar la renovación de equipos antiguos.
- Reforzar y sistematizar el proceso de control de las instalaciones médicas de rayos X.
- Firmar nuevos acuerdos de encomienda con comunidades autónomas que tengan interés en participar en el sistema, y mejorarlos acuerdos vigentes a través de una mayor coordinación y elaboración conjunta de programas de actuación y el establecimiento de herramientas de apoyo basadas en las nuevas tecnologías de la información.

El artículo segundo de la Ley de Creación del CSN faculta al organismo para la elaboración y aprobación de instrucciones y circulares de carácter técnico aplicables a las instalaciones radiactivas. El *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* faculta al CSN para remitir, directamente a los titulares de autorizaciones, instrucciones técnicas complementarias para garantizar el mantenimiento de las condiciones y requisitos de seguridad de las instalaciones y para el mejor cumplimiento de los requisitos incluidos en las autorizaciones. A continuación se describen brevemente las actuaciones de carácter genérico realizadas por el CSN, durante el año 2004, en aplicación de estas disposiciones:

- Instrucción técnica a todas las instalaciones de gammagrafía industrial autorizadas requiriendo que las operaciones de gammagrafía las realicen

los operadores acompañados al menos de un ayudante. Asimismo se establece que durante esas operaciones deberán disponer de un monitor de radiación y un dosímetro de lectura directa no considerándose una buena práctica que ambos dispositivos estén integrados en un único equipo.

- Circular a todas las instalaciones de gammagrafía industrial autorizadas recordándoles la obligación de notificar al CSN todos los sucesos en los que se produce imposibilidad de retraer las fuentes a su posición de seguridad en el interior de los gammágrafos. Puesto que son sucesos típicamente contemplados en los procedimientos de emergencia de estas instalaciones, algunos titulares interpretaban que si se resolvían conforme a lo previsto en esos procedimientos, no era necesaria la notificación.
- Circular a las instalaciones de gammagrafía industrial autorizadas, informándoles sobre un incidente ocurrido en una de esas instalaciones a causa de no utilización de equipos para medida de dosis y detección de la radiación. Se indica a los titulares que, con objeto de que no se repitan sucesos de esa naturaleza, es especialmente importante que los supervisores responsables realicen sus tareas de planificación en materia de protección radiológica para los trabajos de gammagrafía móvil de acuerdo a lo establecido en su reglamento de funcionamiento y que los operadores y ayudantes sigan estrictamente los procedimientos de operación establecidos, en los que debe estar explícitamente detallado que la carencia de alguno de los medios de medida y detección de la radiación (radiómetro, TLD o DLD) imposibilita para la realización del trabajo ya que supone un menoscabo de las condiciones de seguridad y protección radiológica.

Asimismo, se indica la necesidad de realizar un esfuerzo adicional, para mejorar la formación periódica que se viene impartiendo a los operadores y ayudantes en materia de protección

radiológica, a fin de que comprendan y valoren la importancia del seguimiento de los procedimientos, tanto para su propia seguridad como para la del público.

- Circular a los centros sanitarios con instalaciones de medicina nuclear indicándoles las medidas que deben adoptar para facilitar al máximo las operaciones de descarga y entrega de material radiactivo con el objetivo de reducir las dosis al personal responsable del movimiento de los bultos y a los miembros del público que se encuentren en las inmediaciones de las zonas de descarga o tránsito de los mismos.

Durante el año 2004 se ha continuado con la aplicación a modo de prueba de la escala INES (Escala Internacional de Sucesos Nucleares) para la clasificación de sucesos en instalaciones radiactivas en España. El objetivo de esta escala es establecer un mecanismo para comunicar al público con rapidez y coherencia el impacto que tienen los sucesos ocurridos en las instalaciones en relación con la seguridad. Se ha comenzado la aplicación de la *Guía adicional de la escala INES a sucesos en transporte e instalaciones radiactivas de 26 de mayo de 2004* en cuya elaboración han participado expertos del CSN en el seno de el correspondiente grupo de trabajo constituido por el OIEA.

El 22 de diciembre de 2003 el Consejo de Europa ha aprobado la directiva 203/122/Euratom sobre el control de las fuentes radiactivas selladas y de las fuentes huérfanas, que pretende armonizar los mecanismos de control establecidos en los estados miembros.

Incluye requisitos específicos para garantizar que las fuentes permanezcan controladas en todo momento a través de los mecanismos administrativos de autorización de prácticas, información sobre transferencias, establecimiento de un registro de fuentes y requisitos de identificación y marcado de las fuentes. Asimismo establece obligaciones para

los poseedores de las fuentes en relación con las pruebas y verificaciones sobre las mismas, protección física, notificación a las autoridades de incidencias (pérdida, robo, uso no autorizado) y accidentes, gestión de fuentes en desuso e información sobre transferencias.

En relación con las fuentes huérfanas establece requisitos para la detección de fuentes en lugares donde es probable que estas aparezcan y para la gestión segura de las fuentes que se descubran.

La Directiva debe quedar transpuesta a la reglamentación nacional antes del 31 de diciembre de 2005, aunque permite que la puesta en práctica de algunos de los mecanismos de control de fuentes sea pospuesta hasta finales de 2007.

Instalaciones industriales

Como en años anteriores, además del control y licenciamiento de las instalaciones, se ha continuado desarrollando un seguimiento especial de la optimización de las dosis en los distintos tipos de instalaciones, prestándose una especial atención al sector de la gammagrafía móvil, que es el que tiene mayor necesidad de mejorar las condiciones de protección radiológica, como se pone de manifiesto con la experiencia de operación.

La puesta en práctica de un plan de actuación encaminado a reducir las dosis del personal de operación, de las instalaciones de gammagrafía industrial móvil, iniciada a mediados del año 2001, se ha seguido aplicando durante los años 2002, 2003 y 2004 y en este sentido cabe destacar:

- Se ha hecho un seguimiento de que en los reglamentos de funcionamiento de este tipo de instalaciones, los titulares han procedido a incorporar los procedimientos relativos a, planificación de tareas, supervisión de los trabajos en obra y formación del personal, exigidos en su día mediante instrucción técnica complementaria.

- Se ha seguido con la campaña, puesta en marcha en el año pasado, de reforzar las actividades de control a este tipo de instalaciones mediante el incremento del número de inspecciones a trabajos en obra, así como a delegaciones donde estas instalaciones tienen desplazados equipos y personal de operación, con la finalidad de comprobar que los procedimientos mencionados en el párrafo anterior, se llevan a la práctica adecuadamente.
- Se ha seguido con el control sobre los equipos y materiales radiactivos fuera de uso. No está justificado que se mantenga almacenado durante mucho tiempo un equipo fuera de uso, ya que esta situación puede entrañar riesgo de pérdida de control sobre el material o equipo radiactivo. Por esta razón, cuando se detectan equipos en esta situación el CSN insta a las empresas a que inicien las gestiones de retirada por los cauces reglamentarios y establece un seguimiento estrecho del desarrollo de estas gestiones.

Instalaciones médicas

Como consecuencia del desarrollo de nuevas tecnologías, se destaca que a finales del 2004, existen en España nueve ciclotrones con autorización de funcionamiento y dos en proceso muy avanzado de licenciamiento, cuyas autorizaciones se otorgarán en marzo de 2005. La actividad de estos ciclotrones consiste en la producción de isótopos emisores de positrones, de vida muy corta, y posterior síntesis del radiofármaco correspondiente, principalmente deoxifluoroglucosa marcada con Flúor-18 (FDG) para su utilización en diagnóstico en medicina nuclear mediante tomografía por emisión de positrones (PET).

Se ha experimentado un notable aumento de las solicitudes de instalaciones de radioterapia externa, en concreto de aceleradores lineales, debido a la tendencia actual de acercar la asistencia sanitaria de los enfermos oncológicos, y a la campaña iniciada en 1996 relativa a la sustitución progresiva de unidades de telegammaterapia obsoletas, las cuales están siendo sustituidas por aceleradores lineales.

Actualmente, existen en España 152 aceleradores lineales para radioterapia externa, de ellos, 15 han sido licenciados en el 2004.

Como se indicó en informes anteriores, un tema de gran interés, lo constituía la creación en enero de 2001 de un *Foro permanente sobre protección radiológica en el medio sanitario* en el que participa el CSN, la Sociedad española de Protección Radiológica y la Sociedad española de Física Médica. Este Foro tiene por objeto definir un marco de relaciones y una sistemática de trabajo conjunta en una serie de temas de interés común previamente identificados. Durante este año, han avanzado las actividades de los grupos de trabajo abiertos el año anterior.

Asimismo, dentro de las actividades del Foro, se están preparando procedimientos para las siguientes actividades:

- Gestión de efluentes radiactivos líquidos en instalaciones radiactivas de acuerdo con el documento aprobado por el Foro.
- Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas, de acuerdo con la orden ministerial de 21 de mayo de 2003 del Ministerio de Economía y la Guía del CSN.

Instalaciones de rayos X de diagnóstico

En relación con las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico, durante el año 2004 el CSN continuó recibiendo expedientes para inscripción en el registro correspondiente, procedentes de la autoridad competente de industria de las comunidades autónomas. Dichos expedientes, una vez incorporados a la base de datos correspondiente, son objeto de revisión.

Durante el año 2004, se recibieron del orden de 17.000 informes anuales de instalaciones de rayos X, donde constan, entre otros datos, los controles de calidad efectuados a los equipos por los

servicios o unidades técnicas de protección radiológica o por las empresas de venta y asistencia técnica de dichos equipos. De los mencionados informes, se revisaron alrededor del 5%. Los criterios de selección para esta revisión fueron: continuar con aquellos que habían sido objeto de revisión en años anteriores y habían presentado algún tipo de deficiencia; los correspondientes a las instalaciones de medianos y grandes hospitales; instituciones privadas con gran número de equipos; centros que dispongan de instalaciones de hemodinámica, vascular o escáner y clínicas veterinarias.

En el año 2004 finalizó la ejecución del programa piloto de inspección de las instalaciones de rayos X, con objeto de realizar un control cruzado entre estas instalaciones y las Unidades Técnicas de Protección Radiológica (UTPR) que las dan servicio. A tal fin, las instalaciones fueron seleccionadas entre las de radiodiagnóstico general que no estén atendidas por un Servicio de Protección Radiológica, (SPR), ya que a las mismas se las controla a través de la vigilancia a dichos servicios, y las de diagnóstico veterinario. En relación con este programa de inspecciones y en cumplimiento de la Resolución 24ª de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, *Incluir en los programas de inspección de las instalaciones radiactivas de uso médico a las instalaciones de rayos X sanitarias, a fin de conseguir el cumplimiento de los programas de inspección* durante el año 2004 se han efectuado 189 inspecciones a instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico según se relaciona en el punto 2.3.4. Se ha elaborado el informe de resultados a partir del cual se están siguiendo programas de inspección consolidados para 2005 y siguientes. En estos programas se están incorporando inspecciones a instalaciones de radiodiagnóstico dental inscritas en el registro, de modo que entren a formar parte de ellos las UTPR que únicamente dan servicio a instalaciones dentales.

Es de destacar, que en las inspecciones anuales que se efectúan a los servicios de protección radiológica

de los hospitales, se controla indirectamente el funcionamiento de las instalaciones radiactivas y de los rayos X propias del hospital, así como de las instalaciones de rayos X de los centros sanitarios a los que dicho servicio da cobertura (centros de salud, centros de especialidades y otros hospitales).

Como todos los años, se han atendido el 100% de las denuncias recibidas (21) en el CSN a consecuencia del funcionamiento de las instalaciones, así como los 44 casos de superaciones de los límites de dosis establecidos. En todos ellos, se han efectuados visitas de inspección y el CSN se ha puesto en contacto con los titulares de las instalaciones comunicando en su caso, las medidas a tomar. En los casos de denuncias, siempre se ha contestado a los denunciantes informándoles de la situación detectada y las medidas que se hayan adoptado.

Instalaciones comerciales

El control y seguimiento de las actividades de las instalaciones radiactivas con fines de comercialización de materiales radiactivos encapsulados y no encapsulados y de fuentes generadoras de radiaciones ionizantes, se ha venido realizando como en años anteriores a través de los informes de ventas y suministros, remitidos con carácter trimestral por dichas instalaciones, contrastados con las autorizaciones de las instalaciones radiactivas receptoras y con las declaraciones de traslado de sustancias radiactivas entre Estados miembros (Reglamento Euratom número 1493/93) y a través de las inspecciones de control realizadas a las mismas y del estudio de sus informes anuales de funcionamiento.

En las tablas 2.39 y 2.40 se reflejan la venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativas y los suministros de fuentes no encapsuladas, respectivamente.

Este año se ha incrementado de manera notable la venta de equipamiento destinado al control de seguridad en paquetería, edificaciones, contenedores, etc.

Es de destacar un incremento en las solicitudes de nuevas instalaciones con ciclotrones para la producción de radio-fármacos PET, así como las solicitudes de autorización de nuevos modelos de equipos PET, concretamente equipos PET-CT, donde se combinan imágenes por CT como por PET que se adquieren en la misma área del paciente, así las imágenes PET proporcionan una imagen funcional de la distribución radio-farmacéutica del paciente, mientras las imágenes por CT proporcionan una imagen de la parte del cuerpo que se utiliza para localizar la toma del producto radio-fármaco y para corregir la atenuación en la reconstrucción PET.

2.3.3. Licenciamiento

Durante el año 2004 el Consejo de Seguridad Nuclear emitió 358 dictámenes referentes a instalaciones radiactivas, 239 de éstos fueron realizados por el propio personal del CSN, según se detalla a continuación:

- 31 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 2ª categoría.
- 12 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 3ª categoría.
- 38 para declaración de clausura.
- 158 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Mientras que, las 119 restantes licencias evaluadas, fueron tramitadas por personal técnico de las respectivas comunidades autónomas con encomienda de funciones :

Cataluña

- 10 para autorizaciones de funcionamiento.
- 11 para declaraciones de clausura.
- 60 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Baleares

- Una para autorización de funcionamiento.
- Dos para modificaciones diversas.
- Dos para declaración de clausura.

País Vasco

- Cuatro para autorizaciones de funcionamiento.
- Cinco para declaraciones de clausura.
- 24 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Con objeto de indicar el movimiento de expedientes de licenciamiento y la capacidad de respuesta del CSN a las solicitudes de informe remitidas por la autoridad de Industria, se presentan en la tabla 2.36 las solicitudes recibidas durante el año 2004,

los informes realizados durante dicho año y los pendientes a 31 de diciembre.

El análisis de estas cifras permite hacer algunas consideraciones aproximadas. En primer lugar, hay un equilibrio entre entradas y salidas ligeramente desviado hacia las segundas, lo que indica que se posee la capacidad suficiente para hacer frente a las demandas de licenciamiento.

El volumen de pendientes supone un tercio del total de expedientes. El tiempo medio de resolución es de unos cuatro meses.

Por otro lado, en el curso de las evaluaciones fue preciso remitir cartas a los solicitantes pidiendo información técnica adicional necesaria para poder finalizarlas; durante el año 2004 se remitieron 59 cartas por el CSN.

Tabla 2.35. Expedientes informados por tipo de solicitud y campo de aplicación

Autorización	Industria		Medicina		Investigación y docencia		Comercialización	
	2ª	3ª	2ª	3ª	2ª	3ª	2ª	3ª
Funcionamiento	22	10	12	1	1	7	5	-
Clausura	25	8	6	9	-	2	6	-
Modificación	102	16	73	2	17	14	16	4
Totales	149	34	91	12	18	23	27	4

Tabla 2.36. Número de expedientes de licenciamiento recibidos, resueltos y pendientes

	Tipo de solicitud			Total
	Funcionamiento	Modificación	Clausura	
Solicitudes recibidas en 2004	58	237	38	333
Solicitudes informadas en 2004	58	244	56	358
Solicitudes pendientes de informe a 31/12/04	17	72	9	98

Nota: Las solicitudes informadas y pendientes incluyen solicitudes recibidas en años anteriores.

2.3.4. Seguimiento y control de las instalaciones

Durante el año 2004 se realizaron 1.634 inspecciones a instalaciones radiactivas. Su distribución por tipos fue la siguiente:

- 794 fueron realizadas por el propio personal del CSN según se detalla:
 - 665 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.
 - 36 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.
 - 74 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 19 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 327 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Cataluña:
 - 260 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones y 14 de control de rayos X médicos.
 - 27 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 26 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 21 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de las Islas Baleares (18 a instalaciones radiactivas y tres a instalaciones de rayos X de diagnóstico médico).
- 90 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad foral de Nava-

rra (31 a instalaciones radiactivas, 59 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico).

- 188 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Valencia (128 a instalaciones radiactivas, 58 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y dos de incidencias).
- 71 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Galicia a instalaciones radiactivas .
- 143 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito al Gobierno Vasco (116 a instalaciones radiactivas, 22 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y cinco de incidencias).

Además de las inspecciones constituye un elemento básico para el control de las instalaciones la revisión de los informes anuales de los que se han analizado 172 de instalaciones radiactivas, 800 de instalaciones de rayos X de diagnóstico, así como 216 informes trimestrales de comercialización .

El análisis de las actas levantadas en las inspecciones, de los informes anuales de las instalaciones, de la información sobre materiales y equipos radiactivos suministrados por las instalaciones de comercialización y de los datos de gestión de residuos proporcionados por Enresa, dio lugar a la remisión de 167 cartas de control directamente por el CSN, 173 por el servicio que ejerce la encomienda de funciones en Cataluña y por la encomienda del País Vasco, relativas a diversos aspectos técnicos de licenciamiento y control de las instalaciones.

Debe destacarse también en el campo del control, la atención de denuncias, de las que se produjeron 21 en el año 2004: dos de instalaciones industriales, dos de instalaciones médicas, una de un SPR, 12 referidas a instalaciones de radiodiagnóstico y cuatro denuncias varias. En todos los casos se ha informado a los denunciantes del estado de la insta-

lación o de las actuaciones y resultados de las mismas, realizadas por el CSN en relación con los hechos denunciados. En la mayoría de los casos se efectuó una visita de inspección, remitiéndose una carta de control al titular.

Como ya se ha señalado, un elemento básico para el control de las instalaciones es el seguimiento de los suministros de material radiactivo y equipos generadores de radiación, deducido del análisis de los informes trimestrales que deben enviar las instalaciones de comercialización y de las declaraciones de traslado de sustancias radiactivas entre los Estados miembros, de acuerdo con el reglamento Euratom número 1493/93.

2.3.5. Dosimetría personal

En el año 2004 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas y que fueron controlados por estos centros fueron 81.991. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 40.478 mSv/persona.

Si se considera en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas y se excluyen los casos de potencial sobre-exposición, la dosis individual media de este colectivo resultó ser de 1,32 mSv/año, lo que representó un porcentaje de 2,63% de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación de dosis (50 mSv/año).

Durante el año 2004 se produjeron 44 casos de trabajadores que han superado el límite anual de dosis establecido en el *Reglamento de Protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. De los cuales, 15 casos son resultado de las lecturas de los dosímetros que portaban los trabajadores y el resto, es decir 29 casos corresponden a trabajadores que de forma sistemática y reiterada no han recambiado, a lo largo del año, ninguno de los dosímetros asignados a cada una de las instalaciones en las que prestan servicio. Situaciones ante las cuáles el CSN ha establecido el criterio de asignar una dosis ad-

ministrativa, igual a la fracción correspondiente del límite de dosis para el periodo de uso de los dosímetros.

En los casos de potencial superación del dosis anual máxima permitida en la reglamentación de dosis como resultado de la lectura de los dosímetros, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene establecido un protocolo de investigación que incluye

- Instrucciones escritas, remitidas por el CSN al titular de la instalación donde se ha producido el hecho, para que el trabajador implicado sea retirado temporalmente de cualquier puesto que implique riesgo de exposición y sea enviado de forma inmediata a un servicio médico oficialmente reconocido, donde tiene que someterse a un reconocimiento médico excepcional. Sólo cuando el servicio médico declare la aptitud de la persona para volver a trabajar con radiaciones ionizantes podrá reintegrarse a su puesto de trabajo
- Además, se requiere al titular de la instalación, en ese mismo escrito, un informe sobre las circunstancias de la exposición y detalle de las medidas correctoras aplicadas para evitar que, en un futuro, se produzcan situaciones similares
- Paralelamente a dicho escrito, se programa una inspección por parte de personal técnico del Consejo de Seguridad Nuclear y se levanta el acta correspondiente, que puede dar lugar o no, en función de las condiciones de seguridad y protección radiológica existentes en la instalación, a tomar otras acciones con posterioridad.
- Asimismo, el trabajador implicado es también informado por escrito desde el Consejo de que el valor de su lectura dosimétrica ha superado un límite legal y debe ser sometido a un reconocimiento médico y que la vuelta a su puesto de trabajo o a cualquier otro que implique riesgo de

exposición a radiaciones ionizantes, sólo se producirá cuando lo indique el servicio médico.

Como resumen de las investigaciones abiertas donde se valoran los datos aportados por titulares y usuarios y por la inspección del CSN a la instalación, se detecta que, en la mayoría de casos, la dosis no ha sido recibida por la persona que portaba el dosímetro, la cual obtiene su apto médico y vuelve a su puesto de trabajo, y que los valores anormales se deben casi siempre a una mala gestión del dosímetro, es decir al mal uso, pérdida, manipulación, olvido del mismo dentro de la sala de exploración, o causas similares.

En la tabla 2.37 se presenta información desglosada de la distribución de los valores de número de

trabajadores expuestos, dosis individual media y colectiva en los distintos tipos de instalaciones radiactivas. En la figura 2.59 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del conjunto de dichas instalaciones.

2.3.6. Incidencias y acciones coercitivas

Durante el año 2004 se registraron en las instalaciones radiactivas las 19 incidencias significativas que se detallan en la tabla 2.38.

Se propuso por el CSN a la autoridad competente de industria, la apertura de 21 expedientes sancionadores, de los cuales nueve fueron propuestos por la Generalitat de Cataluña y uno por el País Vasco.

Tabla 2.37. Distribución de valores de dosis colectiva, dosis individual media y número de trabajadores en distintos tipos de instalaciones radiactivas

Tipo de instalación	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual (mSv/año)
Instalaciones radiactivas médicas	71.344	34.758	1,34
Instalaciones radiactivas industriales	6.006	4.693	1,53
Centros de investigación	4.641	1.027	0,56

Figura 2.59. Evolución de las dosis colectivas para el conjunto de trabajadores de instalaciones radiactivas



Tabla 2.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2004

Instalación	Tipo de incidencia	Acciones y consecuencias
Dirección General de la Guardia Civil	Desaparición de un equipo de rayos X portátil dentro de un coche	Denuncia del suceso
Instituto Técnico de la Construcción, S.A.	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos por vehículo	Sin radiación en el lugar. El equipo se trasladó al recinto blindado de la instalación
Hospital General Yagüe	Irradiación accidental con Co-60 a un paciente	Reconocimiento médico a la persona afectada. No se prevén riesgos
Hospital Son Dureta	Incendio en armario de control eléctrico del acelerador lineal de radioterapia	Sin irradiación ni contaminación radiológica y sin daños personales
Arco-Tecnos, S.A.	Robo de equipo de medida de densidad y humedad de suelos del vehículo de un operador	Denuncia del suceso. Nota de prensa que indica que no hay riesgos radiológicos mientras el equipo se mantenga cerrado
SGS Tecnos, S.A.	Fallo en la recogida de fuente de Ir-192 al haberse desenganchado del telemando del equipo de gammagrafía móvil Tras una primera exposición la fuente de Ir-192 no vuelve a su posición de seguridad en el equipo de gammagrafía móvil por lo que están expuestos el operador y el ayudante	Equipo fuera de servicio y enviado a revisión Incumplimiento del modo de operación por los afectados. Las dosis se estiman de forma conservadora. Baja de ambos trabajadores y reconocimiento médico
Hospital de la Ribera	Caída de un contenedor de plomo con vial de Tc-99 en la sala de preparación de radiofármacos, produciéndose contaminación en el área	Se limita el acceso a la zona y se procede a su descontaminación. Se produce el monitoreo del operador y del personal que interviene en la descontaminación
Hospital de la Esperanza	Inicio de irradiación con acelerador de radioterapia mientras se encuentra en el búnker para sustituir un conector, personal no clasificado y sin dosímetros	Finalización de la irradiación al abrir los operarios la puerta del búnker. Estimación de dosis recibidas
Hospital Universitario de la Paz	Fallo en válvula de entrada de agua al sistema de vertido controlado de residuos radiactivos. Vertido en la red pública de alcantarillado	No se ha producido irradiación y contaminación de los trabajadores. Estimación de actividad vertida al alcantarillado. Subsanación del problema por el servicio de mantenimiento del Hospital
Hospital Ramón y Cajal	Fallo en el retorno de una fuente de Co-60 del equipo de teleterapia	El operador introduce de manera manual a su lugar de almacenamiento. Se adelanta la revisión de mantenimiento
GSB Acero, S.A.	Rebose de acero en equipo medidor de nivel, derramándose sobre el contenedor de la fuente de Co-60, quedando ésta expuesta	Enfriamiento de la zona y limpieza. Se retira el equipo a un lugar seguro para disminuir la tasas de dosis en su proximidad
End Control, S.L.	Fallo en la retracción de fuente de Ir-192 al interior del contenedor de equipo de gammagrafía móvil	Se aplica el plan de emergencia. La fuente queda guardada en su contenedor blindado
Acerinox, S.A.	Por corte eléctrico, rebose de acero líquido en equipo de control de procesos, quedando afectado el obturador	Colocación del cabezal en el foso blindado. Revisión del equipo y de la hermeticidad de la fuente.

Tabla 2.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2004 (continuación)

Instalación	Tipo de incidencia	Acciones y consecuencias
Eptisa Servicios de Ingeniería, S.A.	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos por una máquina niveladora	Se saca el equipo del lugar del incidente. Pruebas de hermeticidad previo a su traslado para asistencia técnica
Agbar Certificación., S.L.	Dos fallos en retorno de la fuente (con dos días de diferencia) por haberse desconectado el portafuentes del telemando del equipo de gammagrafía móvil, quedando la fuente expuesta	Se detecta tasa de dosis elevada y se acordona la zona. Al día siguiente se consigue la conexión del telemando con el portafuentes
Siderúrgica del Mediterráneo, S.A.	Exposición de tres operarios de mantenimiento durante la las labores de cambio de tubo emisor de rayos X, por avería del flujostato	Reparación del flujostato y corrección del sistema de alimentación a las luces de señalización del equipo
Centro de Estudios de Materiales y Control de Obras	Equipo de medida de densidad y humedad de suelos arrollado por un camión de obra	No se midieron dosis significativas y se envía el equipo para control hermeticidad y revisión
Sarriopapel y Celulosa, S.A.	Posible fuga de fuente radiactiva en máquina lavadora	Se comprueba que no hay radiactividad ambiental y visita de los técnicos del equipo para determinar las causas que pudieron provocarla

Tabla 2.39. Venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativos

Tipo de equipo o fuente	Número
Nº de equipos radiactivos de aplicación industrial	192
Nº de detectores de humos	158.919
Nº de detectores de polvo	14
Nº de equipos de rayos X de aplicación industrial	9
Nº de aceleradores de partículas de uso médico*	4
Nº de ciclotrones *	3
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial	322
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial reexportadas	322
Nº de fuentes encapsuladas de cobalto-60 para uso médico (radioterapia)	2
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de iridio-192 para uso médico (radioterapia)	94
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de cesio-137 para irradiadores biológicos	1

* Ventas administrativas durante el año 2004.

Tabla 2.40. Suministros más significativos de fuentes no encapsuladas

Isótopo	Actividad aproximada
	GBq
Molibdeno-99/Tecnecio-99 m	396.782
Yodo-131	21.875
Galio-67	6.548
Talio-201	1.072
Iridio-192 (hilos u horquillas)	427
Xenon-133	3,7

Las causas que con más frecuencia inducen la propuesta de sanción son la realización de actividades que requieren autorización sin contar con ella, la operación de las instalaciones por personal sin licencia y la inobservancia de instrucciones y requisitos impuestos.

Asimismo como resultado de las actuaciones de evaluación e inspección de control de las instalaciones, se han realizado 93 apercibimientos por el CSN, seis por la Generalitat de Cataluña y 17 por el País Vasco, identificando las desviaciones encon-

tradas y requiriendo su corrección al titular en el plazo de dos meses.

Como resultado del incumplimiento de las acciones correctoras requeridas por el CSN en los correspondientes apercibimientos, se han impuesto dos suspensiones de funcionamiento a instalaciones radiactivas industriales. También se han impuesto cinco multas coercitivas: una a una instalación industrial, una a una comercializadora, dos a instalaciones de radiodiagnóstico y una a una instalación no autorizada.

3. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades

El apartado h) del artículo 2 de la *Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, en su redacción dada por la *Ley 14/1999 de tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, establece que corresponde al Consejo

- Conceder y, en su caso revocar las autorizaciones de las entidades o empresas que presten servicios en el ámbito de la protección radiológica e inspeccionar y controlar las citadas entidades o empresas.
- Colaborar con las autoridades sanitarias en relación con la vigilancia sanitaria de los trabajadores profesionalmente expuestos y en la atención médica de las personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Crear y mantener el registro de empresas externas a los titulares de instalaciones nucleares o radiactivas y efectuar el control o las inspecciones que estime necesarios sobre dichas empresas
- Emitir, a solicitud de parte, declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica

En el apartado j) del citado artículo, se establece que corresponde al Consejo:

- Conceder y renovar las licencias de operador y supervisor para instalaciones nucleares o radiactivas, los diplomas de jefe de servicio de protección radiológica y las acreditaciones para dirigir u operar las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico.
- Homologar programas o cursos de formación y perfeccionamiento que capaciten para dirigir y operar el funcionamiento de las instalaciones

radiactivas y los equipos de rayos X con fines de diagnóstico médico y los que capaciten para ejercer las funciones de jefe de servicio de protección radiológica.

3.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica

3.1.1. Antecedentes

El *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, establece la posibilidad de que determinadas funciones destinadas a asegurar la protección radiológica de los trabajadores y del público en las instalaciones nucleares y radiactivas puedan encomendarse por su titular a una unidad especializada propia o contratada. Las unidades constituidas por un titular para sus propias instalaciones se denominan Servicios de Protección Radiológica (SPR), mientras que las empresas que ofertan estos servicios, bajo cualquier tipo de contrato, se denominan Unidades Técnicas de Protección Radiológica (UTPR); ambas deben ser expresamente autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Según el Reglamento mencionado, los servicios de protección radiológica propios del titular se organizan y actúan independientemente del resto de unidades funcionales de la actividad y deben mantener dependencia funcional directa con el titular de la misma.

En la Guía de seguridad 7.3 (revisión 1) del Consejo de Seguridad Nuclear se describen ampliamente las funciones que son competencia de los servicios de protección radiológica.

Finalmente debe señalarse que en el *Real Decreto 1836/1999 sobre instalaciones nucleares y radiactivas* publicado el 31 de diciembre de 1999 se indica en el art. 57 que el CSN podrá requerir a los titulares de las instalaciones radiactivas disponer de un servicio de protección propio o contratado.

3.1.2. Situación actual de los servicios de protección radiológica

Los servicios de protección radiológica son exigidos por el CSN a los titulares en función del riesgo asociado a sus instalaciones. No es el caso de las UTPR que actúan como empresas de servicio privadas.

De acuerdo con las resoluciones, emitidas en su día por la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, el CSN mantiene una política de impulsar la generalización, instauración, organización y creación de los servicios de protección radiológica en los hospitales tanto de la red pública como privados. Los criterios utilizados para valorar qué hospitales necesitan un apoyo adicional en materia de protección radiológica no aconsejan solicitarlos a todos los centros, sino a aquellos que disponen de varias instalaciones radiactivas en los diversos campos de las aplicaciones médicas.

El 12 de diciembre de 2002 se publicó en el BOE la Instrucción de 6 de noviembre de 2002 del CSN, *sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes*. La aprobación de dicha Instrucción obedece a la necesidad de regular la formación y experiencia requerida tanto a los solicitantes del diploma que les acredite como jefe de un servicio o unidad técnica de protección radiológica como a las personas a su cargo, que en esta instrucción se denominan técnicos expertos en protección radiológica, y de dar a conocer a los interesados de ambos niveles los procedimientos administrativos a seguir para constatar su adecuada cualificación.

En el año 2004 fueron solicitadas dos autorizaciones para la constitución de nuevos SPR y una modificación. Se informaron tres autorizaciones nuevas. Se realizaron 23 inspecciones: 15 por el CSN, tres por la encomienda en Cataluña, dos por la encomienda de Navarra y tres por el País Vasco.

En las unidades técnicas de protección radiológica, la principal actividad es el control que se efectúa sobre

las mismas y a través de las inspecciones y de los informes periódicos, ya que a partir de ello se realiza parte del control de otras instalaciones y en particular, de las instalaciones de radiodiagnóstico. Se realizaron 20 inspecciones a UTPR: 17 por el CSN y tres por la encomienda de Cataluña. No hubo solicitudes para nuevas UTPR, y se modificaron tres.

En el momento actual disponen de autorización 65 SPR y 46 UTPR, de estas últimas 22 prestan servicios únicamente en el ámbito de las instalaciones de radiodiagnóstico. Una relación de todos ellos puede consultarse en el web del CSN.

La influencia de estas entidades sobre el nivel global de seguridad de las instalaciones es sumamente positiva por su decisiva contribución a la formación e información de los trabajadores y al establecimiento de una cultura de seguridad radiológica tanto en los trabajadores como en los titulares. La ya larga experiencia del CSN sobre el funcionamiento de los servicios y unidades fundamenta la anterior apreciación.

3.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico

A partir del año 1992 la venta y la asistencia técnica de equipos de rayos x médicos pasaron a ser actividades reguladas, de conformidad con el *Real Decreto 1891/1991 sobre instalación y utilización de aparatos de rayos x con fines de diagnóstico médico*. Las empresas que prestan estos servicios deben ser autorizadas e inscribirse en un registro establecido al efecto en cada comunidad autónoma. La autorización debe ser informada previamente por el CSN.

El *Reglamento por el que se establecen los criterios de calidad en radiodiagnóstico*, *Real Decreto 1976/1999*, regula también la actuación de estas empresas en cuanto a la aceptación clínica de equipos de rayos X de diagnóstico médico y a las pruebas que para tal fin deben realizarse, así como a la instauración de programas de mantenimiento, cuando la autoridad sanitaria lo determine.

En el año 2004 hubo 13 solicitudes de autorización y 13 de modificación de empresas dedicadas a la venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para diagnóstico médico. Se informaron favorablemente la autorización de 15 empresas de nueva creación, la modificación de 14 de las inscripciones existentes y 16 clausuras. A 31 de diciembre de 2004, disponen de autorización 266 empresas de venta y asistencia técnica.

Se realizaron 24 inspecciones a empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X (ERX): diez inspecciones por el CSN, una por la encomienda de Baleares, nueve por la Generalitat de Catalunya, tres por el País Vasco y una por la Generalitat Valenciana.

La implantación práctica de los controles sobre la venta y asistencia técnica de equipos de rayos x médicos, iniciada en 1991 sobre un sector carente hasta entonces de toda regulación administrativa, fue lenta y difícil, pudiéndose afirmar que en la actualidad las actividades al margen de la reglamentación son de volumen despreciable, incluido el mercado de segunda mano entre usuarios. Debe señalarse en este sentido que la identificación de las situaciones anómalas es en la actualidad promovida por los propios usuarios y por las empresas registradas.

3.3. Servicios de dosimetría personal

En el capítulo 7 (apartado 7.1.2) del presente informe se describen los requisitos establecidos en la legislación vigente en relación con la autorización y el control regulador de los servicios de dosimetría personal. Se describe, asimismo, los sistemas utilizados por el CSN para asegurar el adecuado funcionamiento de dichos servicios dentro de los márgenes de fiabilidad exigidos para ellos en el ámbito internacional.

En relación con el seguimiento y control regulador de los servicios de dosimetría personal autorizados

el CSN, cuyas pautas también se presentan en el apartado 7.1.2, cabe mencionar que, durante 2004:

- Se realizaron ocho inspecciones de control a servicios de dosimetría personal autorizados y, en todos los casos, se requirieron al titular instrucciones técnicas complementarias destinadas a un mejor funcionamiento de dichos servicios.
- Se ha llevado a cabo la primera campaña de intercomparación de determinación de yodo en tiroides entre los servicios de dosimetría personal interna de las centrales nucleares españolas y Tecnatom encontrándose pendiente el análisis de los resultados obtenidos que se efectuará durante el próximo año.
- Se ha participado dentro del Grupo del *Foro Sanitario de Protección Radiológica* en la elaboración de un protocolo sobre los criterios aplicables a la dosimetría de área.
- Se ha procedido a la evaluación del protocolo elaborado por el Servicio de Dosimetría personal interna del Ciemat para la validación de la técnica utilizada en la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado para la determinación de uranio en muestras de orina.
- Se han realizado las evaluaciones asociadas a la revisión de las autorizaciones de los servicios de dosimetría personal interna para adaptarlos al nuevo marco legislativo nacional en materia de protección radiológica tras la publicación del Real Decreto. 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección radiológica sobre radiaciones ionizantes*.

3.4. Empresas externas

En el capítulo 7 (apartado 7.1.5 *Registro de empresas externas*) del presente informe se describen los requisitos establecidos en la legislación vigente en relación con estas entidades.

A 31 de diciembre de 2004 se encontraban inscritas en el registro de empresas externas un total de 760 empresas que, en una gran mayoría, desarrollan su actividad en el ámbito de las centrales nucleares.

Con el objeto de dar cumplimiento al *Real Decreto 413/1997 sobre Protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada*. Este Organismo ha realizado, en el transcurso de las inspecciones de protección radiológica operacional llevadas a durante las paradas de recarga de combustible de las centrales nucleares, verificaciones del grado de cumplimiento de los requisitos aplicables a dichas empresas externas (carné radiológico, formación etc).

Durante el año 2004 se han remitido a las empresas inscritas en el Registro de Empresas Externas, dos circulares informativas con el objeto de clarificar aspectos relativos a la formación básica en materia de protección radiológica, cuya responsabilidad recae sobre los titulares de estas entidades.

Asimismo, se ha dado contestación a un cuestionario de la Comunidad Europea cuyo objetivo es conocer e identificar los problemas surgidos en cada uno de los estados miembros con la implantación de la Directiva 90/641/Euratom de trabajadores externos con vistas a una posible revisión de la misma.

3.5. Licencias de personal

Con el fin de conseguir la protección de las personas y del medio ambiente y el funcionamiento seguro de las instalaciones nucleares y radiactivas se licencian las instalaciones propiamente dichas y a las personas que van a trabajar en las mismas. Las licencias de personal venían recogidas en la totalidad del ordenamiento jurídico que afecta a las instalaciones nucleares y radiactivas y es en el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* donde se desarrolla el procedimiento específico que afecta a las licencias de personal.

El día 31 de diciembre de 1999 se publicó en el BOE el Real Decreto 1836/1999. En este reglamento para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, las licencias se conceden a una persona para un campo de aplicación y después se aplica la licencia de la persona a una instalación específica del mismo campo de aplicación. El plazo de validez de las licencias concedidas es de cinco años.

3.5.1. Centrales nucleares

Según establece el *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, se requiere que el personal directamente responsable de la operación de las instalaciones nucleares disponga de una licencia de supervisor y que, quien manipule directamente los mandos y controles de la instalación disponga de una licencia de operador. También requiere que en cada instalación nuclear haya un jefe de servicio de protección radiológica, quien deberá contar con un diploma. Tanto las licencias como los diplomas citados son concedidos por el CSN, una vez que los candidatos demuestren su aptitud en examen ante un tribunal nombrado por este organismo.

En los documentos oficiales de explotación que aprueba el Ministerio de Economía, previo informe favorable del CSN, se requiere que para operar un reactor nuclear a potencia debe contarse con un equipo formado por dos operadores con licencia, el de reactor y el de turbina, y dos supervisores con licencia. También se requiere un diploma de jefe de servicio de protección radiológica.

El número de personas que tienen licencia debe ser tal que posibilite una rotación de turnos que permita el descanso necesario, no exceder el número anual de horas de convenio y la dedicación de las horas necesarias para formación. La mayor parte de las centrales cuentan con siete personas por puesto, es decir, tienen una rotación continua a siete turnos.

Los criterios para la formación del personal con licencia son los recogidos en la Guía de seguridad

1.1 del CSN, *Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares*, que regula tanto los requisitos de formación inicial como de formación continua o reentrenamiento. En breve se pasará a comentarios externos una Instrucción del CSN sobre *Licencias de personal de operación de centrales nucleares*, que extraería de la Guía de seguridad 1.1 los requisitos mínimos de formación inicial y continua, así como las obligaciones de todo el personal con licencia de las centrales nucleares. A continuación, se procederá a generar una nueva revisión de la Guía de seguridad 1.1 en la que se establecerían las mejores prácticas para satisfacer dichos requisitos.

Las centrales de Cofrentes y de Almaraz disponen de simulador réplica de su sala de control. Estos simuladores de alcance total fueron utilizados inicialmente por el resto de las centrales españolas para simular la operación de sus plantas con determinadas adaptaciones, a excepción de Santa María de Garoña, cuyo personal con licencia se entrenó en un simulador réplica de una central nuclear de EEUU similar a ella. Se espera que para el presente 2005 se encuentre finalizado y aceptado por el CSN el simulador réplica de la central Santa

María de Garoña, pendiente aún de la resolución de algunas disconformidades.

El resto del personal de las centrales, es decir todo el que no cuenta con licencia, está sometido a los requisitos de formación y reentrenamiento que se indican en los Planes de formación de las centrales nucleares los cuales deben recoger los principios establecidos en la guía de Unesa CEX-37, *Guía de cualificación, formación, entrenamiento y experiencia para personal sin licencia de centrales nucleares*, que fue aceptada por el CSN el 5 de febrero de 1999 tras incluir las mejoras solicitadas. Actualmente se encuentra en fase de elaboración una Instrucción del CSN sobre requisitos formativos para el personal sin licencia que trabaja para una central nuclear, incluidos los trabajadores pertenecientes a empresas externas.

El CSN inspecciona con frecuencia bienal, y de modo sistemático, los programas de formación de todo el personal de las instalaciones nucleares, tanto con licencia como sin ella.

En la tabla 3.1 se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2004.

Tabla 3.1. Concesión y renovación de licencias de centrales nucleares, durante el año 2004

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/04		
	Concesiones			Prórrogas				
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
José Cabrera	–	1	–	7	–	13	15	3
Santa María de Garoña	2	–	–	7	3	16	17	1
Almaraz	1	–	–	6	9	24	29	2
Ascó	2	3	–	5	6	29	32	4
Trillo	2	1	–	13	5	16	16	2
Cofrentes	–	7	–	3	3	14	22	4
Vandellós II	1	6	–	7	3	15	20	3
Total	8	18	–	48	29	127	151	19

3.5.2. Instalaciones del ciclo de combustible y en desmantelamiento

En instalaciones del ciclo y en desmantelamiento se aplican los mismos criterios establecidos en el apartado anterior para centrales nucleares, teniendo en cuenta que en las instalaciones en desmantelamiento el número de supervisores y operadores es muy reducido o nulo. En el caso de Vandellós I la finalización de la fase de desmantelamiento ha reducido considerablemente el número de licencias de operadores y supervisores existentes.

Solamente se realizan inspecciones a los programas de formación del personal de las instalaciones del ciclo y en desmantelamiento cuando se identifican aspectos que requieren un mayor segui-

miento o cuando se conceden licencias nuevas al personal de operación. Asimismo, la formación del personal con licencia es la indicada en la Guía de Seguridad 1.1 del CSN, cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares, que regula tanto los requisitos de formación inicial como de reentrenamiento, con un grado de exigencia lógicamente menor.

Durante el año se prorrogaron quince licencias de operador y cinco de supervisor y se concedieron siete licencias nuevas de supervisor y cinco de operador.

En la tabla 3.2 se presenta la relación de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2004.

Tabla 3.2. Concesión y renovación de licencias de instalaciones del ciclo de combustible y desmantelamiento. Año 2004

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/03		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
Fábrica de Juzbado	–	–	–	9	13	15	40	2
Centro de Saelices (Plantas Quercus y Elefante)	–	–	–	2	9	3	10	2
Instalaciones nucleares del Ciemat	–	–	–	1	–	1	–	–
Instalaciones radiactivas del Ciemat	7	5	–	–	–	46	43	4*
Instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril	–	–	–	1	6	4	9	3
Vandellós I	–	–	–	1	–	1	–	1
Total	7	5	–	14	28	70	102	12

* También para las instalaciones nucleares.

Tabla 3.3. Concesión y renovación de licencias de instalaciones radiactivas. Año 2004

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/04		
	Concesiones			Prórrogas				
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
Instalación radiactiva 1ª categoría (excepto ciclo combustible)	–	–	–	1	1	–	–	–
Instalaciones radiactivas 2ª y 3ª categoría (excepto Ciemat)	188	701	5	–	–	2.405	5.603	155
Total	188	701	5	1	1	2.405	5.603	155

Jefe del servicio de protección incluye títulos de jefe de servicio de unidades técnicas de protección radiológica.

3.5.3. Instalaciones radiactivas

La necesidad de licencias de personal para las instalaciones radiactivas se establece no sólo en la normativa vigente, sino que además se indica en las especificaciones técnicas de los condicionados de sus autorizaciones.

En la tabla 3.3 se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2004.

3.5.4. Instalaciones de radiodiagnóstico

El sistema de licenciamiento para estas instalaciones es diferente que para las demás instalaciones radiactivas y está desarrollado por el Decreto 1891/91, de 30 de diciembre (BOE de enero 1992), que las somete a una inscripción en un registro. Asimismo el personal que las dirige y opera precisa de la obtención de una acreditación personal según se indica en la Resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 5 de noviembre de 1992 (BOE 14 de noviembre).

Durante 2004, el CSN expidió 1.706 acreditaciones para dirigir y 2.584 para operar instalaciones de radiodiagnóstico médico.

A 31 de diciembre de 2004 el número de personas acreditadas para dirigir y operar instalaciones de radiodiagnóstico era de 32.076 y 45.547 respectivamente.

3.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas

La formación especializada de las personas que trabajan en las instalaciones radiactivas, que se materializa en las licencias de operador y supervisor, se imparte fundamentalmente a través de cursos homologados por el CSN, tal y como se recoge en el punto j) del artículo 2º de su Ley de Creación.

Esta función está desarrollada para las instalaciones radiactivas en la Guía de Seguridad GS - 5.12 *Homologación de cursos de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas* y para las instalaciones dedicadas al radiodiagnóstico médico en la Resolución de 5 de noviembre de 1992, del Consejo de Seguridad Nuclear, publicada en el BOE nº 274 de 14 de noviembre de 1992.

La guía citada pretende la homologación por campos de aplicación y el objetivo que se quiere conse-

guir es que las personas que los realicen y superen, adquieran unos conocimientos básicos sobre riesgos de las radiaciones ionizantes y su prevención así como sobre los riesgos radiológicos asociados a las técnicas que le van a ser habituales en su trabajo y sobre la forma de minimizarlos.

Hay que indicar que los programas que se recogen en la guía citada son compatibles con la reglamentación en vigor y similares a los de los países de la Unión Europea y otros de nuestro entorno.

Se propusieron dos homologaciones de cursos para instalaciones radiactivas que implicaron ocho combinaciones de campos de aplicación y nivel y se modificaron otros seis. En el campo del radio-diagnóstico se propusieron seis homologaciones que implicaron 15 combinaciones y se modificaron otras cuatro.

El CSN propuso y calificó las pruebas finales de los cursos autorizados para instalaciones radiactivas que se celebraron durante el año 2004, lo que supuso un total de 51 celebraciones. Algunas de ellas contaban con más de una especialidad.

3.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías modelos o protocolos de verificación

3.7.1. Introducción

La Ley 14/1999 de *Tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear*, en su disposición adicional primera, modifica el artículo 2 de la Ley 15/1980 de *Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, en el que se describen sus funciones. En su nueva redacción, el apartado h) del citado artículo, incluye la función de emitir, a solicitud de parte, declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica. La misma Ley 14/1999

establece, en su artículo 31, los mecanismos por los que puede solicitarse la elaboración por el Consejo de informes, pruebas o estudios encaminados a este fin.

Por último, el artículo 81 del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, aprobado mediante el Real Decreto 1836/1999, establece que las declaraciones de apreciación favorable que emita el Consejo de Seguridad Nuclear podrán ser incluidas como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en el reglamento, siempre que se cumplan los límites y condiciones incluidos en la declaración.

En el año 2004 no se han producido ninguna apreciación favorable de diseño, metodología al respecto.

3.8. Otras actividades reguladas

El *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* en su Título VII prevé la necesidad de autorización, con el informe previo del CSN, de las siguientes actividades:

- Adición deliberada de sustancias radiactivas en la producción de bienes de consumo
- Importación, exportación, comercialización y transferencia de materiales radiactivos, equipos generadores de radiación y bienes de consumo que incorporan sustancias radiactivas
- Asistencia técnica de los aparatos radiactivos y equipos generadores de radiación siempre que las mismas no deban ser autorizadas como instalación radiactiva.

Durante el año 2004 se han recibido en el CSN tres solicitudes para nuevas autorizaciones y tres para modificaciones. En todos los casos se refieren a la comercialización o asistencia técnica de equipos exentos por disponer de aprobación de tipo. Se han

informado favorablemente dos autorizaciones, dos modificaciones y una clausura de esas actividades.

El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas establece en su Disposición Adicional Segunda que podrán quedar exentas de la consideración como instalaciones radiactivas, las entidades de servicios autorizadas por el CSN que dispongan de fuentes radiactivas incorporadas a equipos de medida.

Asimismo, el apartado 1.g del Anexo I del citado reglamento prevé la posibilidad de exencionar actividades en que las dosis sean muy reducidas e inferiores a valores especificados

Durante el año 2004 se han solicitado tres exenciones de autorización como instalación radiactiva, informándose favorablemente dos de ellas

4. Residuos radiactivos

4.1 Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad

El CSN ha continuado realizando durante el año 2004 el control del inventario de los combustibles irradiados y los residuos de alta actividad y de la operación de las instalaciones de almacenamiento temporal existentes en España. Asimismo ha continuado realizando las actuaciones requeridas para el cumplimiento de las obligaciones que se derivan de los compromisos internacionales y los estudios para la definición del marco regulador de las instalaciones adicionales necesarias y previstas para la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, de acuerdo con la situación que se resume a continuación y las previsiones del *5º Plan General de Residuos Radiactivos* (PGRR) en vigor, aprobado en 1999.

Los combustibles irradiados generados en las centrales nucleares españolas se encuentran almacenados de forma temporal en las piscinas asociadas al diseño inicial de cada una de ellas, y en el almacén temporal individualizado (ATI) de contenedores existente en el emplazamiento de la central nuclear de Trillo, con la excepción de los combustibles generados hasta 1983 en las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña, que fueron enviados al Reino Unido para su reprocesado, y la totalidad de los generados durante la operación de la central nuclear Vandellós I, enviados a Francia igualmente para su reprocesado.

Las condiciones de los contratos para el reprocesado de los combustibles en los dos primeros casos citados en el párrafo anterior, contemplan la devolución a España de pequeñas cantidades de material fisiónable, mientras que en el caso de la central nuclear Vandellós I, las condiciones del contrato estipulan la devolución a España de los residuos de alta actividad vitrificados y otros de

diferente naturaleza resultantes del reprocesado de los combustibles a partir del año 2010.

En la que se refiere a las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado asociadas a las nueve centrales nucleares en operación, entre 1993 y 1998 se realizaron las operaciones de cambio de los bastidores iniciales por otros con veneno neutrónico que permiten el almacenamiento mas compacto, por lo que todas las piscinas tienen capacidad de almacenamiento suficiente hasta el año 2010, y se irán saturando progresivamente a partir de esa fecha, según se detalla posteriormente.

En el caso de la central nuclear de Trillo, cuya piscina se habría saturado en el año 2003, desde mediados del año 2002 dispone de un Almacén Temporal Individualizado (ATI), es decir una instalación de almacenamiento en seco en la propia central mediante el uso de los contenedores metálicos denominados Doble Propósito Trillo (DPT), para el almacenamiento y para el transporte del combustible irradiado, cuando sea necesario. La fabricación de dichos contenedores DPT, se lleva a cabo, como es sabido, en los talleres de la empresa española Equipos Nucleares, S.A. (Ensa), en Santander.

La disposición del cese de la operación de la central nuclear José Cabrera en abril de 2006 para su desmantelamiento hace necesario, según lo dispuesto en el artículo 28 del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR), la descarga del combustible de la piscina previamente al desmantelamiento de la central, o disponer de un plan para la gestión de dicho combustible.

Tras la realización por Enresa de un estudio básico de estrategias, contemplado en el contrato tipo Unesa-Enresa para la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento y su propuesta al Ministerio de Economía, la solución adoptada para el almacenamiento del combustible de José Cabrera es la construcción de una instalación de almacenamiento individualizada (ATI) en el emplazamiento de la central. Dicha instalación, estará básicamente

constituida por una losa de hormigón y estará basada en el uso de contenedores ventilados de acero-hormigón, denominados HI-STORM 100 Z, de tecnología norteamericana, donde se aloja una cápsula metálica sellada multi-propósito que contiene el combustible gastado en su interior. El sistema de almacenamiento se completa con un contenedor de transferencia para la carga del combustible en la piscina y otro de transporte.

El proceso de licenciamiento del ATI de José Cabrera constará de dos partes: la del sistema de almacenamiento en sí mismo, del que es responsable Enresa, y por otro lado la correspondiente a la propia instalación de almacenamiento, que será tramitada por el titular de la central, Unión Fenosa Generación.

A la vista de la situación descrita y de acuerdo con las previsiones del Plan General de Residuos Radiactivos en vigor, será alrededor del año 2010 cuando habrá que contar con otras soluciones adicionales a las ya mencionadas para el almacenamiento temporal de los residuos de alta actividad que retornen de Francia, de otros residuos que por su actividad no puedan destinarse a la instalación de El Cabril, y para el almacenamiento de los combustibles irradiados según se vaya necesitando. La solución preferente para ello es una instalación de almacenamiento temporal centralizado (ATC), aunque el PGRR no descarta otras soluciones.

En cuanto a la gestión final del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, la solución en consideración, según el PGRR en vigor, es el almacenamiento geológico profundo (AGP), si bien no se tomará ninguna decisión hasta el año 2010, estando en estudio la viabilidad de los procesos de separación y transmutación (S&T), como medio para reducir el volumen y actividad de los residuos a almacenar finalmente, de acuerdo con los avances internacionales. Las actuaciones de Enresa en relación con el AGP están dirigidas, de acuerdo con el PGRR en vigor, a la recopilación

de la información del plan de selección de emplazamientos, llevado a cabo en años anteriores, la incorporación de la recuperabilidad a los diseños genéricos del AGP efectuados, la ejecución de estudios de seguridad de los conceptos de AGP en granito y arcilla, con la integración de los datos disponibles y los resultados de I+D.

De acuerdo con la situación actual y las previsiones para de la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, antes resumidas, las actuaciones del CSN durante el año 2004 estuvieron dirigidas fundamentalmente a:

1. El control del inventario de los combustibles irradiados, y de las condiciones operativas de las piscinas de almacenamiento del combustible de las centrales nucleares, y del almacén temporal individualizado (ATI) de contenedores de la central nuclear de Trillo.
2. El seguimiento y control de la fabricación de contenedores metálicos del tipo Ensa-DPT, del cumplimiento de los requisitos de garantía de calidad y las condiciones de la aprobación.
3. El desarrollo del marco para la evaluación y el licenciamiento del sistema de almacenamiento temporal individualizado (ATI) previsto para el cierre de la central nuclear de José Cabrera, basado en el uso de contenedores ventilados de acero-hormigón denominados HI-STORM 100Z, cuya solicitud se recibió en agosto de 2004, según se detalla a continuación
4. El desarrollo de las actividades técnico-administrativas para la valoración del precio público para la evaluación del estudio de seguridad del diseño genérico de un almacén temporal centralizado (ATC), de acuerdo con la solicitud formulada por Enresa, en base los artículos 81 del RINR y 31 de la *Ley de tasas y precios públicos del CSN*, según se detalla a continuación.

5. El seguimiento de los avances técnicos, normativos y de investigación en el ámbito internacional en relación con la gestión a largo plazo del combustible y los residuos de alta actividad a través de la participación en foros internacionales.
6. El seguimiento de los desarrollos de Enresa para la gestión a medio largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad, especialmente en lo relativo a los conceptos de AGP.
7. La realización de estudios propios que permitan la evaluación en su día de las soluciones para la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad que Enresa presente.
8. El desarrollo del marco regulador relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, y de la normativa de organismos internacionales, y de otros países.

4.1.1. Inventario de combustible irradiado almacenado de las centrales nucleares

La cantidad de elementos combustibles irradiados almacenados a 31 de diciembre de 2004 en las piscinas de las centrales nucleares españolas en operación y en el almacén de contenedores en seco de la central nuclear de Trillo asciende a un total de 9.704. De éstos, 4.372 son elementos de las centrales nucleares de agua en ebullición (BWR), Santa María de Garoña y de Cofrentes, y 5.332 son de las centrales de agua a presión (PWR). En ésta última cantidad se hayan contabilizados los 168 elementos de la central nuclear de Trillo existentes en ocho contenedores Ensa-DPT almacenados en el ATI de la central.

La situación de cada una de las piscinas de almacenamiento es la que se presenta en la tabla 4.1 y en la figura 4.1, indicándose en cada caso: la capacidad total, la *reserva del núcleo* (o posiciones para albergar los elementos de combustible que se

Tabla 4.1. Situación del combustible irradiado almacenado en las piscinas (p) y en contenedores (c) de las centrales nucleares españolas a finales del año 2004

Central nuclear	Capacidad total	Reserva núcleo	Capacidad efectiva	Capacidad ocupada	Capacidad libre	Ocupación ¹ %	Año saturación
Número de elementos							
José Cabrera (p)	548	69	479	292	187	60,96	2015 ³
Sta. M ^a de Garoña (p)	2.609	400	2.209	1.636	573	74,06	2015
Almaraz I (p)	1.804	157	1.647	972	675	59,02	2021
Almaraz II (p)	1.804	157	1.647	936	711	56,83	2022
Ascó I (p)	1.421	157	1.264	904	360	71,52	2013
Ascó II (p)	1.421	157	1.264	820	444	64,87	2015
Cofrentes (p)	4.186	624	3.562	2.736	826	76,81	2009 ⁴
Vandellós II (p)	1.594	157	1.437	712	725	49,55	2020
Trillo (p)	805	177	628	528	100	84,08	⁵
ATI ² de Trillo (c)	1.680		1.680	168	1.512	10,00	
Total	17.872	2.055	15.817	9.704	6.113	61,35	

1 El grado de ocupación se refiere, en todos los casos, a la capacidad efectiva, teniendo en cuenta el posible almacenamiento temporal de nuevos elementos combustibles.

2 Almacén Temporal Individual.

3 Año de saturación hipotético, ya que la central está previsto que deje de operar en abril del 2006, con lo que la capacidad será suficiente hasta esa fecha.

4 Año de saturación sobre la situación actual, partiendo de que la operación de cambio de bastidores se ha efectuado en la piscina oeste y no en la piscina este, lo que podría dar un colchón adicional de unos años.

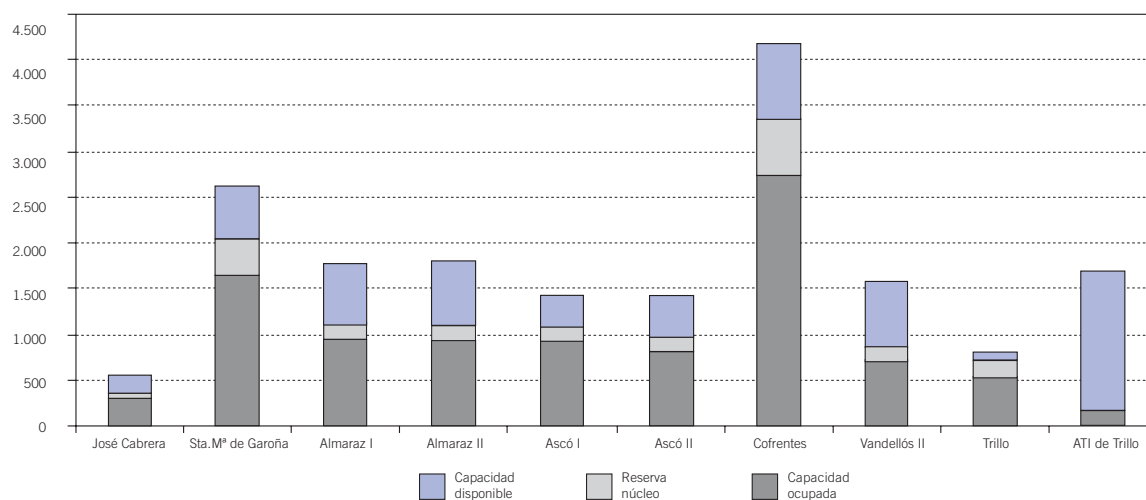
5 Al disponerse de un ATI no se plantea problema de saturación de la piscina.

encuentran en la vasija del reactor, en caso necesario), la capacidad efectiva (obtenida al restar la reserva para un núcleo completo de la capacidad total), y la capacidad ocupada en la fecha referida, además de la capacidad libre y el grado de ocupación (referidos a la capacidad efectiva), y la fecha de saturación estimada con los ciclos de operación habituales. Adicionalmente, la tabla incluye la información relativa al almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo.

De acuerdo con los datos anteriores, la situación en cuanto a capacidad y previsiones de saturación de las piscinas de almacenamiento puede resumirse como sigue: la piscina de la central nuclear José Cabrera no alcanzará la saturación antes de su cierre; la piscina de la central nuclear de Cofrentes se satu-

rá previsiblemente en el año 2009, (sobre la base de la capacidad actual, teniendo en cuenta que el cambio de bastidores se ha efectuado solo en la piscina oeste, si bien su ejecución en la piscina este retrasaría en unos años la saturación), las piscinas de combustible gastado de las unidades I y II de Ascó se saturarán consecutivamente en los años 2013 y 2015, y las piscinas de Santa María de Garoña, Almaraz I y Almaraz II dispondrán de capacidad de almacenamiento suficiente hasta el final de la vida prevista. En el caso de la central nuclear de Trillo, se ha liberado capacidad en la piscina con la carga de 168 elementos combustibles, en los ocho contenedores existentes a finales del 2004 en el almacén, que, en principio, tiene capacidad suficiente para albergar el combustible irradiado que se genere durante la vida prevista de esta central.

Figura 4.1. Situación de los almacenamientos de combustible irradiado en las centrales nucleares españolas a finales del año 2004



4.1.2. Almacenamiento temporal del combustible irradiado

Durante el año 2004 se ha continuado con el seguimiento de los desarrollos normativos de organismos internacionales y de otros organismos reguladores, en especial del OIEA a través del

Comité de normas de seguridad de residuos radiactivos WASSC y del grupo de residuos de Asociación de reguladores de países occidentales WENRA (Western European Nuclear Regulators Association), cuyo trabajo está orientado al desarrollo de un enfoque común y la armonización de las regulaciones en la seguridad de la gestión de

los residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares, a través del establecimiento e implantación de un conjunto de requisitos comunes o niveles de referencia, basados en normas internacionales.

A nivel nacional, se ha continuado con las actuaciones para la aplicación de los planes de gestión de residuos radiactivos (aprobados a final del año 2002) en lo referente a la gestión del combustible irradiado y otros componentes del núcleo, orientados fundamentalmente al cumplimiento de las normas internacionales recientes, que tiene en cuenta la interdependencia entre las distintas etapas de la gestión y otros requisitos de seguridad.

4.1.2.1. Licenciamiento y control del contenedor ENSA-DPT

Los contenedores metálicos Ensa-DPT, basados en tecnología norteamericana para almacenamiento temporal y transporte del combustible irradiado, se fabrican en España en los talleres que Ensa tiene en Santander y están siendo utilizados en el ATI de Trillo desde julio de 2002, tras finalizar el proceso de licenciamiento para el desempeño de las dos funciones indicadas. Dicho proceso incluyó:

- La aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento temporal, concedida a Enresa mediante resolución de 3 de junio de 2002 de la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe favorable del CSN de 7 de mayo de 2002, de acuerdo con el artículo 80 del RINR y la normativa del país de origen de la tecnología.
- El certificado del contenedor como modelo de bulto para el transporte (E/077B(U) F-85, Rev. 1), concedido a Enresa, mediante resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas en la misma fecha que la anterior, de acuerdo con la reglamentación española para el transporte de mercancías peligrosas y normativa internacional aplicable.

La aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento, entre otras cosas:

- Requiere la remisión al CSN, en el primer trimestre de cada año, de un informe con los datos de interés que se deriven de la fabricación (incluidas las modificaciones de diseño que no requieran aprobación previa), entrega y experiencia operativa de los contenedores en la central nuclear de Trillo, así como de la experiencia internacional con contenedores similares, con el objeto de mantener una mejora continuada.
- Regula el procedimiento para el control de potenciales modificaciones de diseño, que puedan surgir de la experiencia de fabricación y operación, ateniéndolo a lo dispuesto en el artículo 25 del RINR y en la normativa del país de origen de la tecnología.

En marzo de 2004, Enresa remitió el informe anual requerido, donde informa de las modificaciones menores efectuadas durante dicho periodo, trece en total, que de acuerdo con las evaluaciones realizadas por dicha empresa no requirieron apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear. Dicho informe destaca la consolidación de los distintos procesos tras la fabricación de los ocho primeros contenedores.

En el 2004, dos nuevos contenedores fueron trasladados a la central nuclear de Trillo y cargados a finales de año, con lo que hacen un total de ocho contenedores los que se encuentran en el almacén temporal de contenedores de la central. Para el 2005 se prevé la entrega a la central nuclear de Trillo de cuatro nuevos contenedores.

Durante el año 2004 el CSN han concluido las evaluaciones necesarias para la aprobación de la revisión 6 del Estudio Genérico de Seguridad del contenedor Ensa-DPT para uso en una instalación de almacenamiento de combustible gastado (ES-44.3-A), solicitada por Enresa, que implica la

ampliación del uso del contenedor DPT al almacenamiento de combustible irradiado de mayor grado de quemado y mayor tiempo de enfriamiento con respecto al inicialmente especificado en la aprobación, lo que supone un cambio en las especificaciones técnicas. Con fecha 12 de noviembre de 2004 el CSN remitió su apreciación favorable al respecto. De acuerdo con las nuevas especificaciones, el contenedor podrá ser utilizado para combustible de hasta 40.000 MWd/tU (megavatios día por tonelada de uranio) y cinco años de enfriamiento y combustible de hasta 45 de hasta 45.000 MWd/tU y seis años de enfriamiento.

La resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de fecha 10 de diciembre de 2004, aprobó la revisión 6 del Estudio Genérico de Seguridad del contenedor Ensa-DPT para uso en una instalación de almacenamiento de combustible gastado referida, modificando los límites y condiciones de la resolución de 2 de junio de 2002 en el sentido antes indicado.

Durante el 2004 el CSN ha realizado dos inspecciones, una relativa a la *Garantía de calidad* en la fabricación del contenedor en la sede de Ensa (Santander), y otra relativa a la revisión de los cálculos realizados para la ampliación de la autorización para un mayor grado de quemado.

4.1.2.2. Almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo

La operación del almacén temporal de combustible gastado en contenedores Ensa-DPT de la central nuclear de Trillo, fue autorizada mediante resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002, previo informe favorable del CSN, y está sujeta al cumplimiento de los límites y condiciones de la aprobación de los contenedores, por lo que se realiza de acuerdo con las especificaciones de los mismos.

El almacén tiene capacidad para ochenta contenedores, en principio suficiente para el combustible

que se genere durante la operación de la central hasta el final de la vida prevista, encontrándose actualmente con un total de ocho, de los que dos fueron cargados y almacenados en el año 2002, cuatro contenedores en el año 2003, y los dos últimos durante el año 2004.

El CSN ha inspeccionado la carga de las dos unidades del contenedor Ensa-DPT, llevadas a cabo en noviembre y diciembre de 2004, cuyas actas se encuentran referidas en el apartado de este informe referente dedicado a esta central. Durante el desarrollo de las mismas, se ha efectuado un seguimiento de las actividades propias de la carga del contenedor, junto con los aspectos de protección radiológica asociados a dichas operaciones y el seguimiento del control y la vigilancia del almacén y de los contenedores almacenados.

4.1.2.3. Almacén Temporal Centralizado (ATC).

En febrero de 2004, Enresa solicitó al CSN la *Valoración de precio público para el proyecto de diseño genérico del ATC*, conforme a lo contemplado en el PGRR en vigor, y en base a los artículos 31 de la Ley 14/1999, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear y 81 del RINR, sobre *Apreciación de nuevos diseños y modelos*.

Junto a la solicitud, Enresa presentó el documento titulado *Estudio de seguridad del diseño genérico del ATC*. El diseño genérico propuesto se corresponde con el concepto de instalación modular tipo bóveda, concebida para el almacenamiento temporal durante 100 años del combustible gastado de las centrales nucleares españolas y los residuos vitrificados de alta actividad procedentes del reproceso de los combustibles de la central nuclear Vandellós I, además de otros residuos que no puedan ser destinados en El Cabril. El diseño genérico de la instalación está realizado, en principio, para su desarrollo en cualquier futuro emplazamiento.

Una vez efectuada la valoración solicitada, y tras la apreciación de la misma por el CSN, los resultados han sido transmitidos a Enresa para su consideración en el marco lo dispuesto en la legislación citada. En caso de aceptación, durante el año 2005 se procedería a la evaluación de dicho diseño genérico, para su apreciación por el CSN.

4.1.3. Gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad

Las actividades del CSN en este campo se pueden agrupar en las tres áreas siguientes: 1) seguimiento y participación en los desarrollos internacionales; 2) seguimiento de los planes y programas nacionales; 3) estudios y desarrollos propios para la adquisición y actualización continua de información y herramientas necesarias.

4.1.3.1. Seguimiento y participación en los desarrollos internacionales

Durante el año 2004 se ha continuado el seguimiento y la participación activa en foros y estudios internacionales, tanto en el ámbito de los avances técnicos, como normativos y reguladores, y de proyectos de proyectos de I+D asociados a la gestión a largo plazo del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, referentes a la solución de AGP y de otras opciones, además de en foros de debate sobre la comunicación al público y con los agentes involucrados en la toma de decisiones. Cabe destacar la participación en los comités y grupos de trabajo de organismos internacionales de la NEA/OCDE, el OIEA y la UE, que a continuación se indican:

- Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la NEA (RWMC) y el Foro de Reguladores creado en su seno. Entre las actividades desarrolladas en el marco de la NEA destaca la participación del CSN en los dos grupos del RWMC siguientes:
 - El Forum on Stakeholders Confidence (FSC), sobre la confianza de los diversos agentes

implicados en la toma de decisiones para la gestión de residuos radiactivos, especialmente de los residuos de alta actividad. La labor desarrollada ha estado dirigida al conocimiento de las aproximaciones adoptadas por diferentes países. Las reuniones y seminarios han contado con una amplia participación de agentes políticos y sociales incluyendo parlamentarios y representantes de municipios de algunos países, así como de medios de información.

- Integration Group for the Safety Case (IGSC), sobre aspectos relacionados con la evaluación de la seguridad de los distintos conceptos de AGP, la estabilidad de sus componentes y la de razonamientos convincentes acerca de la robustez y capacidad de aislamiento de estos sistemas.

- Comité de Normas de Seguridad sobre Residuos (WASSAC), que ha desarrollado, entre otras, una norma de seguridad sobre el almacenamiento geológico de residuos radiactivos, en fase final de aprobación.
- Adicionalmente, técnicos del CSN han participado como ponentes en la Sexta Conferencia de la Comisión Europea sobre la *Gestión y almacenamiento de los residuos radiactivos*, Eurawaste 04, que ha pasado revisión a los progresos científicos y socio-políticos en la toma de decisiones y donde se ha expuesto la política comunitaria e iniciativas de investigación, así como los avances del quinto *Programa Marco* en este ámbito.

Finalmente, cabe señalar la incorporación desde principio de 2004 de un experto del CSN al *Grupo permanente de residuos*, que asesora a la autoridad francesa de seguridad en temas relacionados con la gestión a largo plazo de los residuos, en especial ante los temas y decisiones a tomar próximamente en base a la ley francesa de 1991, en el que participan expertos nacionales en diferentes disciplinas y expertos de otros países nominados al efecto. Esta

incorporación permitirá el beneficio por parte del CSN de la experiencia francesa en este ámbito.

4.1.3.2. Seguimiento de los planes y programas nacionales

Durante el año 2004 se han continuado los contactos y reuniones con Enresa para el seguimiento y evaluación de los planes, programas y desarrollos relativos a la gestión del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad, en especial sobre los temas y proyectos de almacenamiento temporal antes citados.

En este contexto también se encuadran las reuniones mantenidas para el desarrollo y aplicación del convenio marco de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Enresa, firmado en 1998, con los objetivos de: a) fomentar el intercambio de conocimientos y experiencias que cada parte obtenga en el desempeño de sus respectivas funciones y competencias; b) discutir y analizar conjuntamente los temas que puedan afectar a ambas organizaciones; y c) promover las actividades que ambas partes consideren de mutuo interés, en el campo de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento

4.1.3.3. Desarrollos del CSN

Los desarrollos realizados estuvieron dirigidos a la adquisición de las bases técnicas y las herramientas necesarias para abordar el seguimiento y evaluación de los planes, programas y proyectos para la gestión a largo plazo del combustible irradiado y los residuos de alta actividad.

Durante el año 2004 los esfuerzos en este ámbito se han focalizado en la recolección de los resultados de estudios y proyectos de investigación realizados en años anteriores, parte de ellos incluidos en el Plan de investigación del CSN y relacionados con la evaluación de seguridad de sistemas AGP y su comunicación. Cabe destacar:

- El estudio de la aplicación de los análogos naturales y arqueológicos a la evaluación de la segu-

ridad del AGP de los residuos de alta actividad y a la comunicación de la seguridad, proyecto denominado *Análogos Naturales*. Parte de los resultados, han sido publicados a finales del 2004, en forma síntesis ilustrativa dirigida a audiencias técnicas no familiarizadas con el tema, en la colección Documentos I+D del CSN, números 10.2004 y 11.2004 en español e inglés, respectivamente. Un catálogo detallado de los análogos más representativos y una base de datos ha sido preparado para su próxima publicación.

Adicionalmente, en la línea de difundir estudios y posiciones internacionales de interés, se ha traducido al español el documento *Progress towards geologic disposal of radioactive waste. Where do we stand: An international assessment* de la NEA, publicado en la colección Otros Documentos con el número 30/2004 y con el título *Avances hacia el almacenamiento definitivo geológico de los residuos radiactivos: ¿Dónde nos encontramos?: Una evaluación internacional*.

4.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

En los apartados 2.1.1.10 y 2.2 sub-apartado h de este informe, se describe la gestión de los residuos radiactivos generados en dichas instalaciones nucleares (centrales nucleares, instalaciones del ciclo, almacenamiento y centros de investigación).

El CSN llevó a cabo durante 2004 el control de la gestión de residuos radiactivos en cada una de las actividades operacionales implicadas: manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento definitivo.

Dentro de las acciones encaminadas al control de las etapas de gestión de los residuos radiactivos que se llevan a cabo por el CSN en las centrales nucleares pueden destacarse:

- a) El control de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de los residuos generados y de los almacenamientos temporales de los mismos.

Durante el proceso de licenciamiento previo a la operación, se requiere de los titulares la elaboración de los correspondientes procedimientos de control de los sistemas, para garantizar de manera razonable su funcionamiento dentro de los límites y condiciones establecidos en las autorizaciones.

Durante la operación de los sistemas se lleva a cabo un seguimiento continuo de los procesos, que permite al CSN requerir las mejoras que en cada caso se consideran procedentes y acordes con los nuevos desarrollos tecnológicos.

- b) El control y seguimiento del inventario de residuos radiactivos sólidos almacenados en las instalaciones. Dicho control se realiza mediante la evaluación de la información preceptiva que es remitida en los informes mensuales de explotación y mediante la realización, en su caso, de inspecciones complementarias.

Una de las actividades que integran el control de la gestión de los residuos radiactivos corresponde al control mensual de la generación de los mismos, y la actualización del inventario total de residuos almacenados en las instalaciones productoras y en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

- c) El control de los procesos de aceptación de cada bulto-tipo que realiza Enresa, de manera que quede garantizado el cumplimiento de los criterios de aceptación para su almacenamiento en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

En los procesos productivos llevados a cabo en las instalaciones nucleares se generan, entre otros, residuos radiactivos sólidos que están constituidos por materiales de diversa naturaleza: metálicos,

orgánicos, plásticos, celulosas, textiles, etc. Esta amplia variedad, conduce a la necesidad de clasificar y acondicionar específicamente cada uno de los residuos, de forma que se obtengan bultos de características bien definidas y que cumplan los criterios para su aceptación en el centro de almacenamiento El Cabril.

En el caso de centrales nucleares, la segregación, clasificación, y acondicionamiento de los residuos se lleva a cabo en las propias instalaciones, pues disponen de sistemas para su tratamiento y acondicionamiento, permaneciendo temporalmente almacenados hasta su posterior entrega a Enresa y transporte al centro de almacenamiento El Cabril.

De modo general, los residuos de baja y media actividad producidos en las centrales nucleares pertenecen a alguno de los siguientes tipos:

- Residuos del proceso: son materiales y reactivos químicos que intervienen en alguna de las fases del proceso de producción de la planta. A este grupo pertenecen, por ejemplo, los concentrados del evaporador, resinas de intercambio iónico, lodos de filtros.
- Residuos tecnológicos: constituidos fundamentalmente por material de laboratorio, material usado en el mantenimiento de equipos, guantes, ropas.
- Residuos especiales: son residuos sólidos bien de proceso o tecnológicos que pueden plantear problemas específicos por su naturaleza, volumen o actividad. Por lo general estos residuos se encuentran almacenados de forma segura en las propias instalaciones, en espera de proceder a su gestión óptima.

Teniendo en cuenta el acondicionamiento realizado, los bultos generados corresponden a residuos solidificados (resinas, concentrados, lodos), resi-

duos sólidos compactados y no compactables y residuos inmovilizados (filtros).

En el caso de las instalaciones radiactivas la segregación y clasificación de los residuos se lleva a cabo en las propias instalaciones, mientras que la recogida, el tratamiento y acondicionamiento de los mismos es realizado por Enresa en las instalaciones del centro de almacenamiento El Cabril. El tratamiento al que posteriormente se someten los residuos generados en las instalaciones radiactivas es la incineración, la compactación, la inmovilización en matriz de conglomerante hidráulico y la fabricación de mortero de relleno.

De modo general el tratamiento que Enresa realiza con los residuos que se generan en las instalaciones radiactivas es el siguiente:

- Incineración de residuos biológicos, líquidos orgánicos y residuos mixtos (compuestos por líquidos orgánicos y viales).
- Compactación de sólidos tales como ropas, guantes, material de laboratorio.
- Inmovilización de agujas hipodérmicas, sólidos no compactables y fuentes radiactivas.
- Fabricación de mortero: líquidos acuosos.

4.2.1. Gestión de los estériles de las plantas de concentrados de uranio

En el capítulo 5 se describen con detalle las actividades realizadas por el CSN con relación a las instalaciones de concentrados de uranio que están en fase de desmantelamiento.

4.2.2. Residuos de muy baja actividad

En España existe actualmente una gestión bien definida para los residuos denominados de baja y media actividad y se dispone en este caso de las

instalaciones de almacenamiento apropiadas al riesgo de estos residuos radiactivos en el centro de almacenamiento El Cabril (Córdoba).

Aunque no existe una clasificación legalmente establecida al efecto, los residuos de muy baja actividad se corresponderían aproximadamente con la banda de concentraciones de actividad inferiores al centenar de Bq/g. En esta banda se situaría en su extremo inferior la fracción de materiales residuales desclasificables (gestionables de manera convencional), perteneciendo el resto a la de los denominados residuos de muy baja actividad propiamente dichos, para los que en su día, la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso en su resolución del 28 de diciembre de 1999, la Comisión de Economía y Hacienda en su resolución de fecha 4 de octubre de 2001, y de esta misma Comisión, la resolución de fecha 12 de julio de 2002, plantearon de manera sucesiva la consideración de nuevas instalaciones de almacenamiento adecuadas al riesgo radiológico que presentan los mencionados residuos.

Con fecha 10 de junio de 2004 el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente sobre la solicitud de Enresa para la modificación de la instalación de almacenamiento de residuos sólidos del centro de almacenamiento. El Cabril, para la instalación complementaria de un almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad y en consecuencia, la ejecución y montaje de unas celdas al efecto.

4.2.2.1. Plan de restauración de minas de uranio

El 21 de julio de 2004 por resolución del Servicio Territorial de Industria, Comercio y Turismo de la Junta de Castilla y León en Salamanca, previo informe del CSN, se concede a Enusa una autorización selectiva para el inicio del relleno del hueco H-06 con los estériles de la escombrera próxima, ambos correspondientes al yacimiento D.

El proyecto de restauración definitiva de las explotaciones mineras de Saelices el Chico (Salamanca) fue aprobado, previo informe del CSN, por resolución del Servicio Territorial de Industria, Comercio y Turismo de la Junta de Castilla y León en Salamanca, el 13 de septiembre de 2004 autorizando a Enusa Industrias Avanzadas, S.A. (Enusa): la ejecución del mismo, observando las especificaciones del proyecto y el condicionado impuesto sobre protección radiológica, habiéndose elaborado procedimientos de prevención de contingencias como requería la autorización.

El proyecto se refiere a la realización de obras que consisten fundamentalmente en el relleno de cuatro huecos de minas que representan 14,55 millones de metros cúbicos con escombreras de estéril de mina y remodelación del estéril remanente procediendo a la impermeabilización de las superficies con material arcilloso para asegurar la protección contra la emisión de radón, esta capa se protege con una capa de protección contra la erosión y por último se cubre con una capa de suelo y vegetación.

Las escombreras de mina representan 67,6 millones de toneladas.

Los trabajos de restauración han comenzado con el desmonte de la parte noreste de la escombrera D, habiéndose retirado 695.000 metros cúbicos, que se han vertido al hueco H-6, además se ha comenzado a desmontar la escombrera FE-3-1 por su parte noroeste, habiéndose retirado un volumen de 100.000 metros cúbicos que se han vertido al hueco F-3.

Se realizaron cuatro inspecciones relacionadas con la evaluación de la documentación del proyecto de restauración presentado y con la ejecución de las obras de restauración.

4.2.2.2. Pararrayos radiactivos

Por resolución de la Dirección General de la Energía de 7 de junio de 1993 se autorizó a Enresa a

llevar a cabo la gestión de cabezales de pararrayos radiactivos. Los pararrayos retirados son enviados al Ciemat donde se procede al desmontaje de las fuentes radiactivas que son, posteriormente, enviadas al Reino Unido.

En 2004 Enresa finalizó la retirada de pararrayos como operación diferenciada, manteniendo las capacidades operativas necesarias para atender las nuevas solicitudes de recogida que puedan ir surgiendo.

Durante el año 2004 se retiraron 236 pararrayos, con lo que el número total de los mismos retirados asciende a 22.101 (incluyendo 92 fuentes de eliminación de electricidad estática, contabilizadas como pararrayos y descontados los que causaron baja por no ser radiactivos, duplicidad, etc.). En este año no se han enviado al Reino Unido fuentes de Americio-241 procedentes del desmontaje, por lo que el número total de fuentes enviadas es de 59.796. Enresa estima que puede haber otros pararrayos de los que no se recibió solicitud de retirada y por consiguiente no están localizados.

4.2.2.3. Contaminación radiactiva detectada en los materiales metálicos

Como resultado de la aplicación del protocolo, durante el año 2004 se comunicó al CSN en 146 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, productos con torio y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

En este año cabe destacar los sucesos con contaminación radiactiva acaecidos en las instalaciones de Sidenor Industrial Fábrica de Reinos y Arcelor Alabron Zumarraga.

El 24 de marzo, un camión cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico a la salida de las instalaciones de la acería Sidenor Industrial Fábrica de Reinos. El análisis realizado

a una muestra del polvo y la posterior caracterización radiológica de la instalación permitió concluir que se había producido la fusión de una fuente de Cesio-137. Las actuaciones de recuperación permitieron arrancar de nuevo la instalación el 5 de abril. Como consecuencia del incidente se generaron 76.163 kg de residuos radiactivos que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril en un total de seis expediciones.

El 31 de mayo, un camión cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico a la entrada de las instalaciones de la Compañía Industrial Asúa Erandio S.A. (ASER), que se dedica a la extracción de zinc y plomo del polvo de acería. Tras la detección, ASER devolvió el camión a la acería Arcelor Alambrón Zumárraga de donde procedía. El análisis realizado a una muestra del polvo y la posterior caracterización radiológica de la instalación permitió concluir que se había producido la fusión de una fuente de Cesio-137. Las actuaciones de recuperación permitieron arrancar de nuevo la instalación el 3 de junio. Como consecuencia del incidente no ha habido necesidad de transportar residuos radiactivos al centro de almacenamiento de El Cabril, ya que las concentraciones de Cesio-137 medidas en todas las muestras analizadas tras la extracción del polvo de acería están por debajo de 10 Bq/g.

La aplicación del Protocolo de *vigilancia radiológica de los materiales metálicos* permitió disminuir las consecuencias derivadas de estos incidentes al reducir el volumen de residuos generados y el tiempo para la puesta en marcha de las instalaciones.

4.3. Gestión de residuos desclasificados

Corresponde al CSN, en su cometido de supervisión y control de la gestión de los residuos radiactivos, establecer un sistema de condiciones para que la gestión de los residuos con muy bajo contenido de radiactividad se realice de forma óptima y segura.

Desde el punto de vista del control regulador, la gestión de los residuos con muy bajo contenido radiactivo se basa en determinar las condiciones de seguridad y protección radiológica que deben aplicarse a estos residuos en función del riesgo radiológico para las personas y para el medio ambiente.

De acuerdo al análisis de los potenciales riesgos radiológicos, es posible determinar dentro de los residuos de muy baja actividad, cuales de ellos pueden ser gestionados por las vías convencionales ya implantadas por la sociedad para residuos de naturaleza semejante (desclasificación) y cuales requieren una gestión controlada específica, adecuada a su riesgo radiológico, sin comprometer innecesariamente los limitados recursos de almacenamiento disponibles para los residuos de media y baja actividad.

Como parte de este sistema se han establecido las bases, criterios y condiciones para determinar la viabilidad de gestión de algunos de los residuos de muy baja actividad por vías convencionales y se ha establecido el marco de requisitos para su realización.

El sistema se completa además con el establecimiento, en base a estudios técnicos bien fundados, de concentraciones de actividad de referencia (niveles de desclasificación) para liberar del control regulador determinadas corrientes de materiales de desecho con muy bajo contenido radiactivo, lo que facilitará su posterior gestión. A su vez, la definición de estos valores está fundamentada en la definición de residuo radiactivo, tarea que en su determinación se asignó al Ministerio de Industria y Energía, (actualmente Ministerio de Industria, Turismo y Comercio) previo informe del CSN, según la Ley 54/1997.

Durante el año 2004 el CSN, en el ejercicio de sus competencias y responsabilidades en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, continuó el proceso de desarrollo de este sistema de desclasificación de residuos con muy baja activi-

dad, iniciado en 1999 mediante instrucciones complementarias por las que se requirió a los titulares de las instalaciones nucleares, la elaboración de un programa concreto de actuaciones, estudios técnicos y previsión de solicitudes de autorización a elevar al Ministerio para la gestión de tales residuos por vías convencionales.

En el año 2004, el CSN informó favorablemente a la Dirección General de Política Energética y

Minas la solicitud presentada por la central nuclear de José Cabrera para la desclasificación de aceites usados.

Asimismo el CSN, en su reunión de fecha 15 de diciembre de 2004, apreció favorablemente la metodología de desclasificación de chatarras metálicas de geometría compleja presentadas por la central nuclear de José Cabrera.

5. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura

5.1. Central nuclear Vandellós I

La explotación de la central nuclear Vandellós I se dio por finalizada el día 31 de julio de 1990 cuando el Ministerio de Industria y Energía, tras el incendio ocurrido en la central el 19 de octubre de 1989, suspendió con carácter definitivo la condición 3 del anexo al permiso de explotación definitivo concedido a Hifrensa que facultaba a ésta para la operación a potencia de la central. Con posterioridad, el 27 de noviembre de 1992, el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo aceptó la alternativa que Enresa propuso para el desmantelamiento y clausura de la instalación.

Las actividades de desmantelamiento que se han llevado a cabo en virtud de la Orden Ministerial de fecha 28 de enero de 1998, por la que se autorizó la transferencia de la titularidad de la central nuclear de la empresa Hifrensa, su antiguo titular de explotación, a Enresa, y se otorgó a ésta última la autorización para ejecutar las actividades de desmantelamiento de la central reflejadas en el *Plan de desmantelamiento y clausura de Vandellós I (PDC)*.

5.1.1. Plan de desmantelamiento. Situación actual

La estrategia elegida para el desmantelamiento y clausura de la instalación contempla tres períodos o fases de desarrollo del PDC. La consecución de la primera de las fases ha dejado el cajón del reactor, ya descargado, junto a sus estructuras internas y sistemas de control en un período de espera y decaimiento denominado también fase de latencia.

Tras este período de latencia, que tiene una duración prevista de unos 25 años, se procederá a desmontar y desmantelar el cajón del reactor con el objeto de liberar la totalidad de los terrenos.

La fase recién terminada dio comienzo en enero de 1998 tras la autorización para la transferencia de la titularidad de la instalación a Enresa. En esta fase se han llevado a cabo diversas actividades de desmantelamiento de determinadas partes activas de la instalación de manera simultánea con el desmontaje de otros componentes convencionales que también requirieron de diversas demoliciones de estructuras y edificios no activos.

Otras actividades importantes que tuvieron lugar durante la fase finalizada son las relativas al confinamiento del cajón del reactor y a la puesta en servicio de nuevos sistemas diseñados específicamente para la latencia de la instalación, que permitirán mantener al cajón del reactor controlado en las adecuadas condiciones de aislamiento durante toda la duración del período de latencia.

A finales del año 2004, el grado de avance de las actividades de desmantelamiento de las partes activas es del 100% y la instalación está únicamente pendiente de recibir la autorización administrativa de la nueva fase de latencia.

Durante esta primera fase también se contemplaba inicialmente una liberación del control regulador de parte del terreno del emplazamiento, quedando la instalación en latencia ubicada en un emplazamiento sensiblemente más reducido que el original. Tras diversas consideraciones, Enresa cambió en el 2004 su estrategia de licenciamiento de la instalación posponiendo la liberación parcial del emplazamiento para una etapa posterior a la concesión de la autorización de latencia de la instalación.

La actividad más inmediata que queda por llevar a cabo, una vez comience la fase de latencia de la instalación, es la liberación del control regulador de la parte del terreno de la instalación remanente. Esta liberación de terrenos, que previsiblemente deberá llevarse a cabo en el año 2005, bajo la supervisión directa del CSN, implicará la renovación de la autorización ministerial.

5.1.2. Resumen de las actividades

Durante el año 2004 el CSN continuó con sus tareas de control e inspección de la desclasificación de los materiales radiactivos generados en la instalación.

El CSN ha finalizado la evaluación de la documentación oficial presentada para el período de latencia de la instalación. Como consecuencia de dicha evaluación se ha requerido a Enresa nuevas revisiones de la práctica totalidad de los documentos.

La solicitud de autorización de la fase de latencia de la instalación, presentada por Enresa al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, se recibe en el CSN el 5 de mayo de 2004. El CSN informó favorablemente a dicha solicitud el 15 de diciembre de 2004.

Dada la ausencia de actividades que implicasen riesgos radiológicos, el CSN prescindió, a comienzos del año, de su inspector residente en la central. El control de la instalación ha seguido ejerciéndose por distintos técnicos expertos desplazados al efecto a la instalación, que han controlaron básicamente la puesta a punto de los distintos equipos, sistemas y procedimientos implicados en la futura fase de latencia.

5.1.3. Actividades más importantes

Las actividades técnicas en la instalación durante el año 2004 se limitaron a finalizar la gestión de algunos materiales residuales que aún quedaban por gestionar y a la preparación de la futura liberación parcial del emplazamiento:

- Caracterización y expedición de materiales desclasificados y de residuos radiactivos.
- Pruebas y puesta a punto de la metodología de caracterización radiológica del suelo con vistas a la liberación parcial de terreno de la instalación.

5.1.4. Autorizaciones

No se han concedido autorizaciones administrativas en el período considerado.

5.1.5. Inspecciones

Durante el año 2004 se realizaron cuatro inspecciones programadas a Vandellós I. El objetivo prioritario de estas inspecciones fue la comprobación de la situación final de la propia instalación y de sus sistemas, con vistas a su entrada en latencia. Las inspecciones se centraron en:

- El estado de cumplimiento de los límites y condiciones de seguridad y protección radiológica a los que quedaba sometida la fase de desmantelamiento activo de la central nuclear.
- El estado de los sistemas operativos previstos para la futura fase de latencia de la instalación.
- Las previsiones referentes al archivo y custodia documental durante el período de latencia de la instalación.
- La situación de los almacenamientos de residuos radiactivos en la instalación.
- La organización y personal de la instalación durante su fase de latencia.

5.1.6. Sucesos

En la madrugada del día 29 de agosto del 2004, una fuerte perturbación electromagnética ocasionada por una tormenta sobre el emplazamiento dañó varios elementos electrónicos del sistema de seguridad física de la central. Desde que se tuvo evidencia de los hechos se actuó de acuerdo a lo establecido en los correspondientes procedimientos adoptando medidas para restablecer el nivel adecuado de protección, hasta el mantenimiento y reparación del instrumental dañado.

5.1.7. Protección radiológica de los trabajadores

El CSN informó favorablemente la concesión de la fase de latencia de la instalación nuclear Vandellós I. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio concedió dicha autorización el día 17 de enero de 2005.

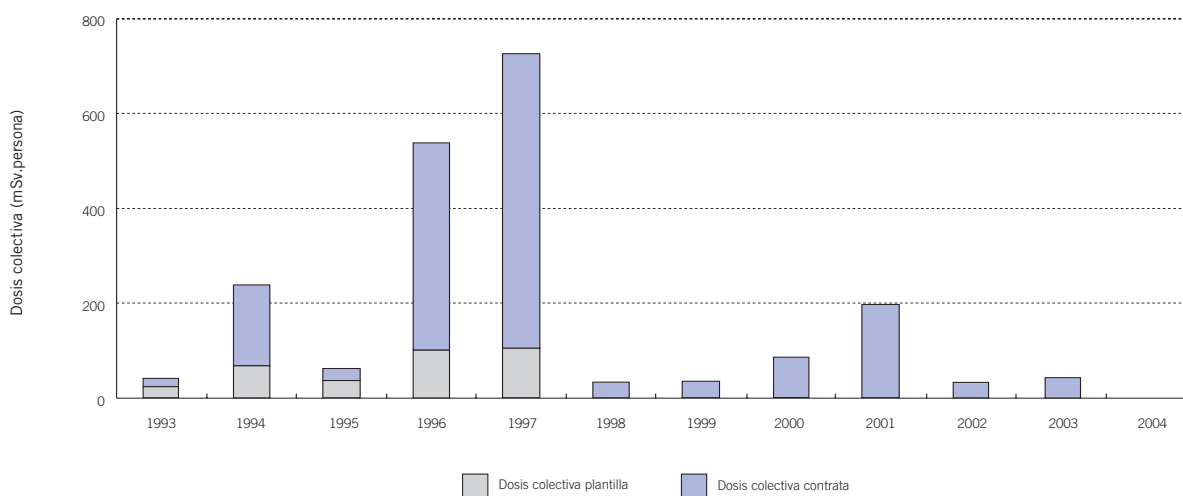
Al igual que en el caso de las centrales nucleares en fase de explotación, esta instalación cuenta con una estructura de protección radiológica suficiente para una implantación eficaz del principio de minimización de dosis en las tareas de vigilancia y control que se efectuarán a lo largo de la fase de latencia de la instalación, adaptándose a las peculiaridades y riesgos radiológicos de la fase actual del proyecto.

El número de personas controladas fue de cinco, a las que correspondió una dosis colectiva de 0,28 mSv.persona. El valor de la dosis individual media global de este colectivo fue de 0,14 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 0,28 % de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación (50 mSv/año).

En la figura 5.1 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a cinco personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y en ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Figura 5.1. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la central nuclear Vandellós I



5.1.8. Efluentes radiactivos

En el capítulo 7.2.1 del *Informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado* se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I.

En la actualidad la central se encuentra en fase de latencia y, a lo largo del año, no se han producido emisiones de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos al exterior.

En las figuras 5.2 y 5.3 se presenta la evolución de dichos efluentes como consecuencia de las distin-

Figura 5.2. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

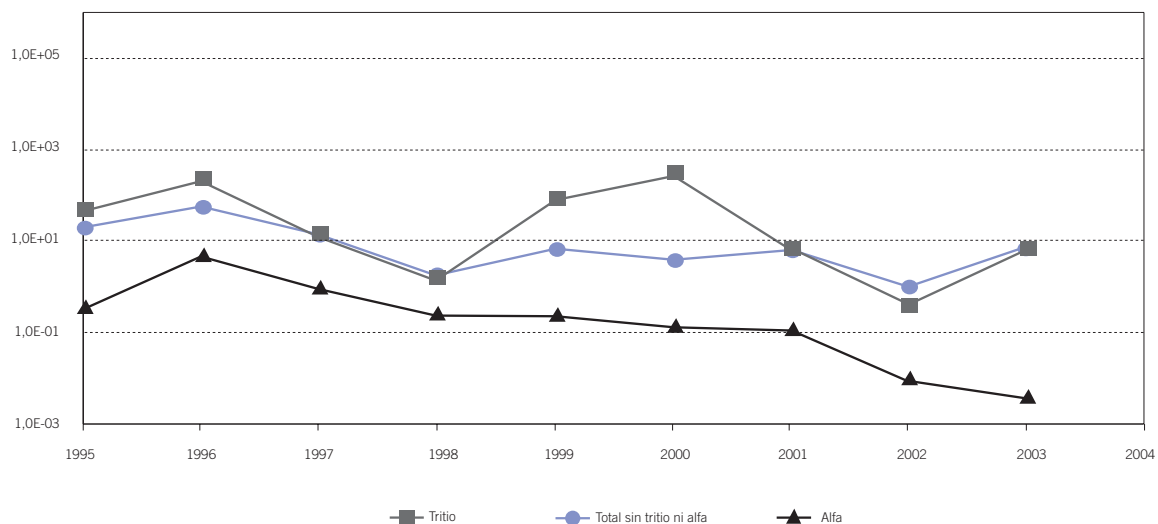
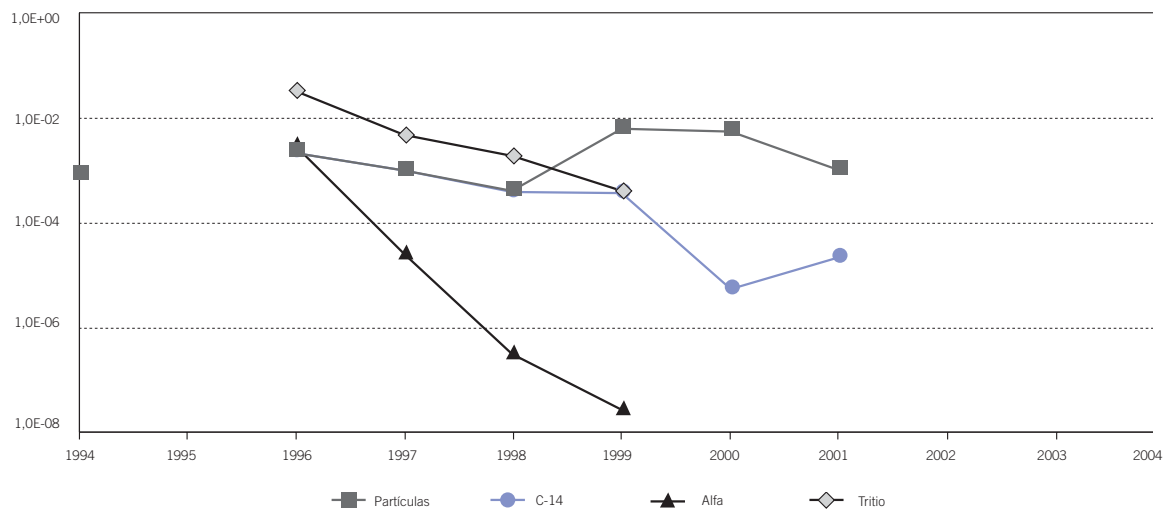


Figura 5.3. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



tas fases del desmantelamiento de la central que se han realizando desde 1993. Los valores reseñados como vertidos provienen de los informes mensuales de explotación remitidos preceptivamente por el titular al CSN.

5.1.9. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2. de este informe. En la tabla 7.6. se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la central nuclear Vandellós I, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se

recogieron aproximadamente unas 700 muestras y se realizaron del orden de 1.000 análisis.

En las figuras 5.4 y 5.5 se presenta un resumen de los valores medios anuales en las vías de transferencia más significativas a la población, obtenido a partir de los datos remitidos por el titular de la instalación. Del total de resultados se seleccionaron los correspondientes al índice de actividad beta total y a los radionucleidos de origen artificial. Se consideraron únicamente los valores que superaron los límites inferiores de detección.

En la figura 5.6 se representan los valores medios anuales de tasa de dosis ambiental obtenidos a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

De la evaluación de los resultados obtenidos durante el año 2003, se puede concluir que la calidad medioambiental se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista riesgo para las personas como consecuencia de las actividades realizadas en la instalación.

Figura 5.4. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en aire en la instalación Vandellós I

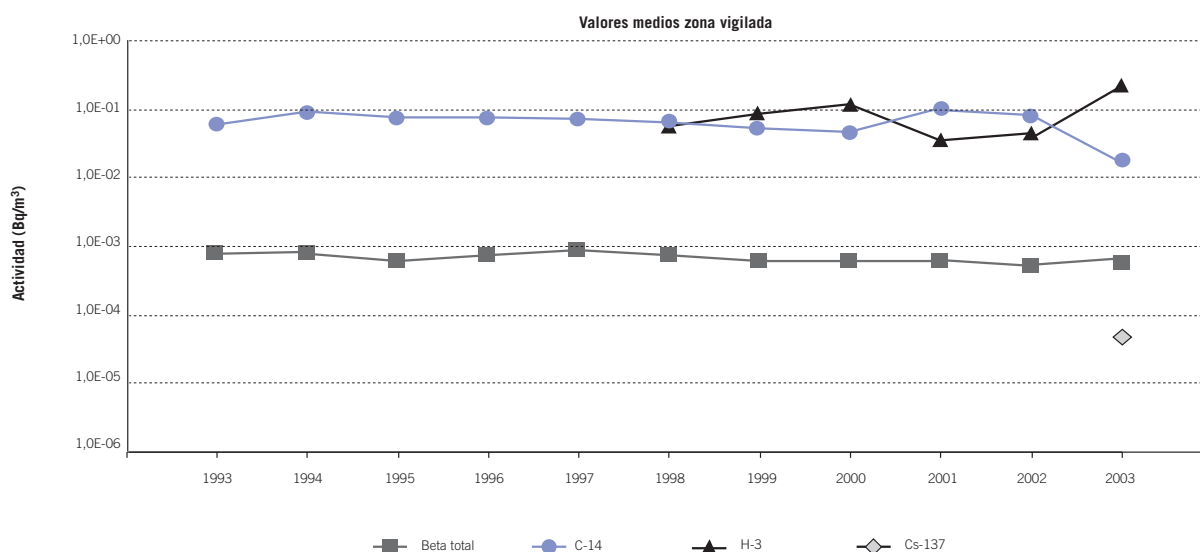


Figura 5.5. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en suelo en la instalación Vandellós I

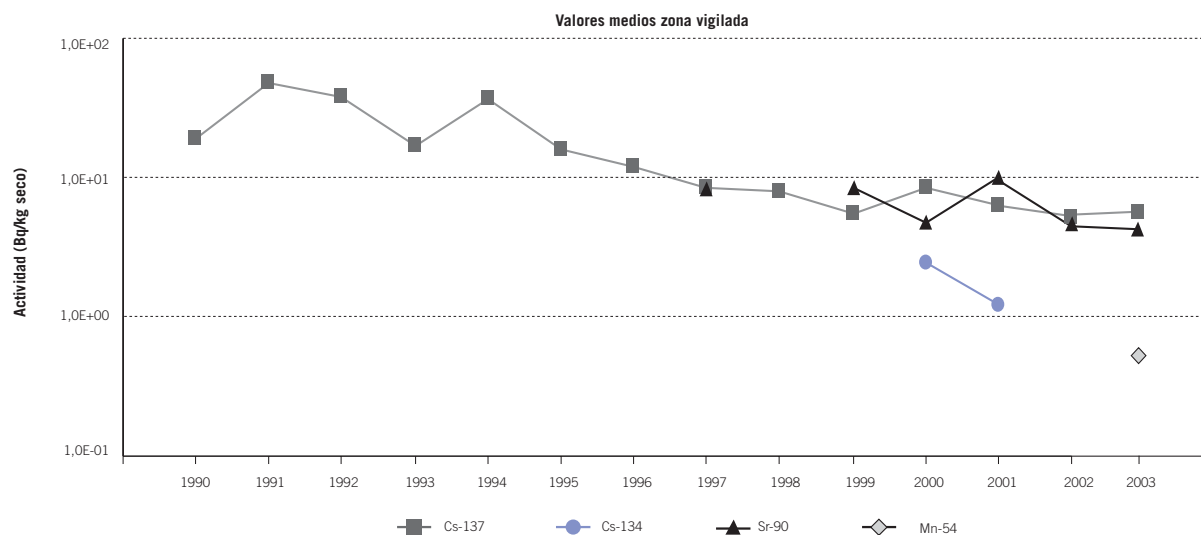
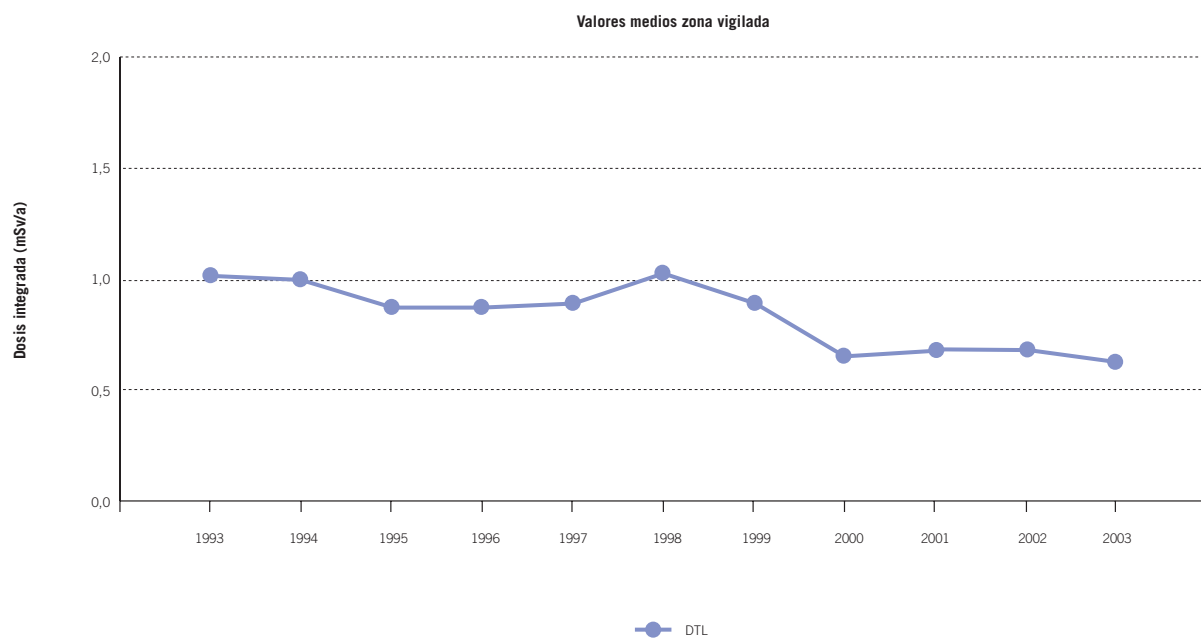


Figura 5.6. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en radiación directa en la instalación Vandellós I



5.1.10. Residuos

Como consecuencia del desmantelamiento de la instalación en 2004 se ha generado un volumen de residuos equivalente a seis bultos de 220 litros que incluyen polvo de hormigón y otros residuos diversos, mas 344 kg de residuos heterogéneos. Como consecuencia de las actividades de acondicionamiento se ha generado un total de 11 bidones y un contenedor tipo CMT. Así mismo en 2004 han sido transportados dos bidones de 220 litros de aceite usado contaminado con destino a El

Cabril con objeto de realizar su gestión final mediante incineración en dichas instalaciones.

Como resultado de la ejecución del programa de desmantelamiento y clausura, desde su inicio se ha desclasificado un total de 8.673.427 kg de materiales (15.852 m³).

En la tabla 5.1 se resume los residuos radiactivos existentes a 31 de diciembre de 2004 en los distintos almacenes temporales de la central nuclear Vandellós I.

Tabla 5.1. Almacenamiento de residuos radiactivos en Vandellós I a 31 de diciembre de 2004

Instalación de almacenamiento	Residuos almacenados
Almacén temporal de contenedores	157 contenedores tipo CMT
	31 bultos de 220 litros de escombros
	7 bultos de material no compactable de desmantelamiento
	3 bultos de material compactable de desmantelamiento
	490 contenedores tipo CMD
	330 bidones de 220 litros con polvo de escarificado de hormigón
Depósito temporal de grafito	51 bolsas tipo <i>big-bag</i> con aislamiento térmico
	230 contenedores tipo CME-1 con grafito triturado
	93 contenedores tipo CBE-1 con estribos y absorbentes
	5 contenedores tipo CBE con residuos del vaciado de las piscinas
	10 contenedores tipo CE-2 que contienen 180 bultos de 220 litros con grafito y estribos
	1 contenedor tipo CE-2a que contiene 11 bidones de 220 litros de residuos varios de desmantelamiento

CBE: Contenedor de blindaje de Enresa. CME: Contenedor metálico de Enresa. CE: Contenedor de Enresa. CMT: Contenedor metálico de transporte

5.2. Plan de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera

Siguiendo el mandato de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados recogido dicho mandato en su Resolución 10ª de fecha 17 de diciembre de 2003, *en la que se insta al CSN a que, a partir de ahora y hasta la conclusión de las actividades, remita a esta Comisión un informe sobre la evolución de las actividades relativas a la clausura de la central nuclear José Cabrera*, se incluye

dicha evolución por primera vez en el Informe Anual 2004.

El cese definitivo de explotación de la central nuclear José Cabrera está fijado para el 30 de abril de 2006 según la Orden Ministerial ECO/2757 del 14 de octubre de 2002. A partir de dicha fecha deberán iniciarse en la instalación una serie de actividades encaminadas a su desmantelamiento y clausura, con el objetivo final de permitir que el emplazamiento original de la instalación pueda

salir del ámbito del control regulador al que está sometido en la actualidad.

Por otro parte, el apartado primero artículo 28 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* establece que el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, declarará el cese definitivo de la explotación y establecerá las condiciones a las que deban ajustarse las actividades a realizar en la instalación hasta la obtención de la autorización de desmantelamiento y el plazo en que deberá solicitar dicha autorización.

Esta situación impone como tarea prioritaria del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la planificación del control regulador de todo el proceso de desmantelamiento y clausura, de modo que las actividades previstas en el mismo se realicen de una manera segura, en condiciones radiológicas óptimas y en los plazos fijados.

Para llevar a cabo estas funciones, el CSN cuenta con una experiencia previa en desmantelamientos de diversas instalaciones nucleares y radiactivas. Es de destacar, a este respecto, la experiencia adquirida en la regulación y control del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, que se encuentra a punto de iniciar la denominada fase de latencia contemplada en su *Plan de desmantelamiento y clausura*.

Una de las primeras lecciones aprendidas, tanto en la experiencia nacional como en la internacional, es que la planificación del control regulador de los desmantelamientos debe comenzar al final de la fase operativa de las instalaciones y comenzar a aplicarse ya durante la etapa inmediatamente posterior al cese de explotación de las mismas.

En este sentido, la revisión del año 1999 del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* requiere que las instalaciones nucleares operativas dispongan de previsiones sobre su futuro desmantelamiento. Este requisito, que obliga a adoptar

una actitud anticipada al respecto, afecta tanto a los titulares de las instalaciones como a la administración competente en su regulación.

El vigente *Plan general de residuos radiactivos* contempla una transferencia de titularidad de la instalación desde Unión Fenosa Generación (UFG) a Enresa, quién actuará como titular de la instalación durante el resto del desmantelamiento. Esta estrategia plantea la existencia de dos entidades con diferentes responsabilidades, sobre las que debe centrarse el control regulador del proceso de desmantelamiento.

Determinadas actuaciones clave para una regulación eficaz del proceso se complementan entre las responsabilidades de ambos titulares, lo que exige mantener, desde el punto de vista regulador, una clara delimitación de responsabilidades y de coordinación. Así, el *Estudio básico de estrategias* para el desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera, de julio de 2003, presenta el siguiente programa de actuaciones:

- Licenciamiento del sistema de almacenamiento de elementos combustibles gastados (contenedores), en el período 2004-2006 (responsabilidad de Enresa).
- Construcción, en el período 2004-2006, del *Almacén temporal individualizado* ATI para los elementos combustibles irradiados (responsabilidad de UFG).
- Remisión de la primera documentación referente al *Plan de desmantelamiento y clausura* PDC en el 2005 (responsabilidad de Enresa).
- Parada de la central abril de 2006 y posterior acondicionamiento de los residuos de operación (responsabilidad de UFG).
- Enfriamiento del último núcleo y vaciado de los elementos combustibles de la piscina para el 2009 (responsabilidad de UFG).

- Transferencia de titularidad y autorización de desmantelamiento en el 2009 (responsabilidad de Enresa).
- Fin del desmantelamiento y restauración del emplazamiento previsto para el 2015 (responsabilidad de Enresa).

Teniendo en cuenta todas las consideraciones mencionadas anteriormente, el CSN se decidió a formar un grupo de trabajo interdisciplinar, con el objetivo básico de proponer la estrategia de licenciamiento y control mas adecuada, con arreglo a los estándares internacionales y nacionales, que garanticen la seguridad de todas las operaciones previstas.

Este grupo de trabajo fue constituido en septiembre de 2003, estando integrado por técnicos expertos del CSN en distintas especialidades. Posteriormente se han incorporado a dicho grupo técnicos de Unión Fenosa Generación, de Enresa y del Ministerio de Economía (actual Ministerio de Industria, Turismo y Comercio).

En la actualidad, con la central todavía en fase operativa, son múltiples las actividades preparatorias que ya se están llevando a cabo con vistas a su futuro desmantelamiento. En consecuencia, el primero de los mandatos establecidos para el grupo ha sido el de coordinar las actividades reguladoras relacionadas con la preparación y ejecución del desmantelamiento de la central.

Los hitos reguladores mas significativos que se sucederán a lo largo de todo el proceso de desmantelamiento de la central son: la *Declaración de cese de explotación* de la central; la *Autorización de transferencia de titularidad y autorización de desmantelamiento* y la *Declaración de clausura* de la instalación. Teniendo el proceso de autorización anterior se han delimitado, a efectos de programación de los trabajos del grupo, cuatro etapas sucesivas:

1. *Etapla final de la explotación* (actuaciones reguladoras previas a la declaración del cese de explotación de la instalación).
2. *Etapla de transición* (actuaciones reguladoras previas a la transferencia de titularidad a Enresa).
3. *Etapla de desmantelamiento* (actuaciones reguladoras relativas a las actividades de desmantelamiento de partes activas o convencionales de la instalación).
4. *Etapla de clausura* (actuaciones reguladoras relacionadas directamente con la declaración de clausura de la instalación).

A lo largo del año 2004, se han realizado las actuaciones relacionadas con el desmantelamiento siguientes:

- Evaluación de la solicitud de la autorización de ejecución y montaje de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible gastado. Esta modificación consiste en construcción de un almacén temporal individualizado para almacenar en 12 contenedores los elementos de combustible gastado de la central; otros seis contenedores se utilizarán para almacenar internos del reactor, etc.
- Emisión de una Instrucción Técnica Complementaria por parte del CSN para que el titular presente antes del 1 de mayo de 2005 una propuesta de modificación de los documentos oficiales del explotación para el periodo que va entre el fin de la explotación (30 de abril de 2006) y la autorización de desmantelamiento.

A lo largo del año 2005, y en relación con el desmantelamiento de José Cabrera, las actividades fundamentales serán el licenciamiento del almacén temporal individualizado (ATI) y la elaboración de los límites y condiciones de la *Declaración de cese de explotación*.

5.3. Plantas de concentrados de uranio

5.3.1. Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio

5.3.1.1. Resumen de las actividades más destacables

La resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de enero de 2001, previo informe favorable del CSN, autorizó el desmantelamiento de la planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio.

Durante el período de funcionamiento de la planta Elefante se produjeron 3.430 toneladas de U_3O_8 acumulándose como estériles de proceso unos 7,2 millones de toneladas de minerales agotados, apilados en eras y 372.000 metros cúbicos de lodos de neutralización, almacenados en tres diques.

El desmantelamiento se inició en 2001 con el acondicionamiento de los terrenos afectados por el extendido de las eras de minerales agotados, la limpieza de equipos, desmontaje, troceado y compactado de los mismos, la demolición de las estructuras y obra civil y el traslado y vertido de los residuos y escombros resultantes en un recinto preparado al efecto y cubierto por las eras extendidas.

En el año 2004 se ha concluido el desmantelamiento que ha incluido el extendido de 33 eras de minerales agotados que ocupaban 24 hectáreas. Se han removido 3,9 millones de toneladas formando un nuevo relieve con una pendiente máxima del 20%, abarcando una superficie de 65 hectáreas.

El conjunto se ha cubierto por una multicapa de 2,3 metros de espesor compuesta, en su base por 0,90 metros de material arcilloso que cubre la superficie de las eras remodeladas y actúa como capa de protección contra la emisión de radón. Sobre esta capa se ha colocado una capa de estéril de mina, de 90 centímetros de espesor, que actúa como capa de protección contra la erosión. Por último se la colocado una capa de cubierta de

tierra vegetal de 50 centímetros o capa más superficial en la que se han dispuesto especies vegetales colonizadoras autóctonas.

En diciembre de 2004 se ha presentado la documentación final de las obras de desmantelamiento presentándose una propuesta de programa de vigilancia y control para el período de cumplimiento.

5.3.1.2. Autorizaciones

El día 22 de marzo de 2004 la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emite una resolución por la que se aprueba la revisión 3 del Reglamento de Funcionamiento de la Planta Elefante adaptándolo a la nueva organización de Enusa motivada por el cese de actividades de la planta Quercus.

5.3.1.3. Sucesos

Durante el año 2004 no se produjo ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente.

5.3.1.4. Vigilancia radiológica ambiental

En cuanto a los resultados obtenidos durante el año sobre vigilancia radiológica ambiental están contenidos en el apartado correspondiente a la planta Quercus, ya que las dos instalaciones, al estar en el mismo emplazamiento, comparten un único *Programa de vigilancia radiológica ambiental* (PVRA) y un único *Programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas*.

5.3.1.5. Inspecciones

Durante el año 2004 en la planta Elefante se realizaron cuatro inspecciones sobre los controles de calidad aplicados a la remodelación de las eras, el cumplimiento de las especificaciones de construcción de las capas y seguimiento general del proyecto de desmantelamiento.

5.3.1.6. Efluentes radiactivos

La planta Elefante está en situación de parada definitiva y no se han producido efluentes radiac-

tivos líquidos a lo largo del año 2004, ni está prevista su producción hasta que no se inicien las operaciones de desmantelamiento de la instalación. Ahora bien, cuando se producen filtraciones o fugas en las eras, balsas y diques, los líquidos recogidos son analizados y, si su concentración en U_3O_8 lo requiere, son procesados con los efluentes de la planta Quercus. De igual modo, las emanaciones de radón procedentes de las eras, son contabilizadas con los efluentes gaseosos de la planta Quercus.

5.3.2. Fábrica de uranio de Andújar

La resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 17 de marzo de 1995 dio por finalizadas las actividades de desmantelamiento y restauración del emplazamiento, iniciándose el período de cumplimiento, establecido en diez años, e indicaba las normas de seguridad y protección radiológica que debían aplicarse durante dicho período.

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enresa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

Durante el año 2004 se realizaron tres inspecciones, para verificar las condiciones generales, hidro-lógicas y geológicas impuestas en el plan de vigilancia y mantenimiento para el período de cumplimiento del emplazamiento. No se encontraron desviaciones significativas con el programa establecido. El programa para determinar el alcance del efecto producido por la intromisión de animales excavadores y la vegetación del emplazamiento restaurado se consideró adecuado.

El nuevo *Plan de vigilancia y mantenimiento* del emplazamiento restaurado de la FUA presentado con anterioridad continúa en evaluación por el Consejo de Seguridad Nuclear.

5.3.2.1. Efluentes radiactivos

La fábrica de uranio de Andújar es una instalación desmantelada y la única emisión al exterior de efluentes radiactivos que se produce es la emanación de radón que se vigila en el PVRA. La planta está en la fase de vigilancia previa a su declaración de clausura.

5.3.2.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.6 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la fábrica, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 75 muestras y se realizaron del orden de 600 análisis y 99 medidas de exhalación de radón.

En la tabla 5.2 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las muestras de agua superficial, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación. En esta tabla se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo.

Los resultados obtenidos son similares a los de periodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible a esta instalación.

Tabla 5.2. Resultados PVRA. Agua superficial (Bq/m³). Fábrica de uranio de Andújar, 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	2,17 10 ² (5,51 10 ¹ - 3,50 10 ²)	8/8	1,76 10 ²
Beta total	3,36 10 ² (2,24 10 ² - 4,31 10 ²)	8/8	1,06 10 ²
Beta resto	< 1,06 10 ²	0/8	–
Uranio total	1,40 10 ² (8,54 10 ¹ - 2,84 10 ²)	8/8	–
Th-230	3,54 10 ¹ (2,24 10 ¹ - 4,73 10 ¹)	8/8	7,74
Ra-226	7,02 (4,46 - 9,08)	8/8	2,79
Ra-228	< 4,43 10 ¹	0/2	–
Pb-210	6,65 (2,65 - 1,45 10 ¹)	5/8	2,64
Espectrometría α			
U-234	7,41 10 ¹ (3,50 10 ¹ - 1,70 10 ²)	8/8	4,24
U-235	5,23 (1,60- 7,80)	3/8	5,72
U-238	6,49 10 ¹ (3,10 10 ¹ - 1,70 10 ²)	8/8	3,70

5.3.3. Planta Lobo - G de tratamiento de minerales de uranio de La Haba

La resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 30 de enero de 1998 aprobaba el inicio del período de cumplimiento, establecido en cinco años, y el *Programa de vigilancia y control* a aplicar durante dicho período.

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enusa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

Tras la solicitud de declaración de clausura del emplazamiento presentada por el titular se pro-

rogó el período de cumplimiento hasta el 30 de junio de 2004, por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de junio de 2003, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

La orden del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 2 de agosto de 2004 declaró la clausura del emplazamiento restaurado de la planta Lobo-G, solicitada por el titular en febrero de ese mismo año, tras informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

Durante el año 2004 se realizaron cinco inspecciones al emplazamiento, tres para la verificación de las condiciones generales, hidrológicas y geológicas

impuestas en el programa de vigilancia y control para el período de cumplimiento y dos para verificar el cumplimiento de las condiciones impuestas en la Orden Ministerial para su clausura. No se encontraron desviaciones significativas respecto de los programas establecidos en ninguna de ellas.

5.3.3.1. Efluentes radiactivos

En la planta Lobo-G de La Haba no se produce ninguna emisión de efluentes radiactivos al exterior puesto que se trata de una instalación desmantelada, que se encuentra en una fase de vigilancia previa a su declaración de clausura

5.3.3.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 7.2.2 de este informe. En la tabla 7.6 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la planta Lobo-G, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2003, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 50 muestras y se realizaron del orden de 200 análisis.

En la tabla 5.3 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las muestras de aire, elaborados a partir de los datos remitidos por la instalación. En esta tabla se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al LID y el valor medio del mismo. Se incluye, asimismo, el valor medio anual de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye

Tabla 5.3. Resultados PVRA. Aire. Planta Lobo-G 2003

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)			
Alfa total	5,78 10 ⁻⁵ (3,81 10 ⁻⁵ - 8,58 10 ⁻⁵)	12/12	3,74 10 ⁻⁶
Uranio total	1,89 10 ⁻⁵ (1,39 10 ⁻⁵ - 2,40 10 ⁻⁵)	4/4	1,33 10 ⁻⁵
Th-230	5,12 10 ⁻⁵ (3,77 10 ⁻⁵ - 7,09 10 ⁻⁵)	4/4	1,25 10 ⁻⁵
Ra-226	9,66 10 ⁻⁶	1/4	1,09 10 ⁻⁵
Pb-210	4,23 10 ⁻⁴ (2,95 10 ⁻⁴ - 5,50 10 ⁻⁴)	4/4	8,97 10 ⁻⁶
Rn-222	2,15 10 ¹ (4 - 4,30 10 ¹)	10/10	–
TLD	2,06	31/31	–
(mSv/año)	(1,07 - 4,48)		

la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Los resultados obtenidos fueron similares a los de periodos anteriores y no mostraron incidencia radiológica significativa para la población.

5.4. Reactores de investigación Argos y Arbi

Argos y Arbi eran dos reactores nucleares experimentales tipo Argonauta de 1 kW de potencia térmica que cesaron en su actividad en 1975. El combustible irradiado de ambos reactores fue descargado y trasladado al Reino Unido en julio de 1992.

Argos estuvo situado en Barcelona, en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Cataluña. La orden del Ministerio de Economía de 23 de diciembre de 2003, tras informe favorable

del Consejo de Seguridad Nuclear, declaró la clausura del reactor.

Arbi se ubicó en Bilbao, en los Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales J. L. Torrontegui e Ibarra (Labein). El 29 de julio de 1992, el titular presentó ante la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía de Vizcaya solicitud para llevar a cabo el desmantelamiento del mismo. Por orden del Ministerio de Economía de 14 de mayo de 2002, tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizó a Labein a llevar a cabo las operaciones de desmantelamiento del reactor. Durante el año 2004 Enresa, bajo contrato suscrito con el titular, llevó a cabo el desmantelamiento del reactor. El CSN realizó dos inspecciones de control del desarrollo de las operaciones. A 31 de diciembre de 2004, el reactor había sido desmantelado y en la instalación permanecía una pequeña partida de residuos, procedentes de su desmantelamiento, como único material radiactivo.

6. Transportes, equipos nucleares y radiactivos y actividades no sometidas a legislación nuclear

El apartado b) del artículo 2 de la Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, en su redacción dada por la Ley 14/1999 de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN, establece que corresponde al Consejo: *emitir informes al Ministerio de Industria y Energía, previos a las resoluciones que éste adopte en materia de concesión de autorizaciones para ... los transportes de sustancias nucleares o materiales radiactivos, la fabricación y homologación de equipos que incorporen fuentes radiactivas o sean generadores de radiaciones ionizantes, ...*

Por su parte el apartado p) del mismo artículo establece que corresponde al Consejo: *inspeccionar, evaluar, controlar, informar y proponer a la autoridad competente la adopción de cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia que se presenten y que puedan afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o actividades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear.*

En cumplimiento de estas misiones se describen a continuación las actividades que desarrolló el CSN durante el año 2004.

6.1. Transportes

6.1.1. Principios reguladores y normativa

El transporte de material radiactivo está regulado en España por una serie de reglamentos relativos al transporte de materias peligrosas por carretera, ferrocarril y vía aérea, que remiten a acuerdos normativos internacionales, todos ellos basados en el *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos* del Organismo Internacional de Energía Atómica. En el transporte marítimo es de aplica-

ción directa el código IMDG publicado por la Organización Marítima Internacional, con idéntica base normativa.

En todos ellos, la seguridad en el transporte descansa fundamentalmente en la seguridad del embalaje, tienen carácter secundario los controles operacionales durante el desarrollo de las expediciones. Desde este punto de vista, la reglamentación se centra en los requisitos de diseño de los embalajes y en las normas que ha de cumplir el expedidor de la mercancía, que es el que prepara el bulto (embalaje más su contenido) para el transporte.

La reglamentación establece un régimen de aprobaciones del diseño de bultos y de autorización y notificación de las expediciones, que serán necesarias o no en función del riesgo del contenido de los bultos que se transporten. En la tabla 6.1 se recoge un resumen de dichos requisitos en función del tipo de bulto que se transporte.

6.1.2. Actividades de licenciamiento

La mayoría de los transportes que se realizan en España corresponden a material radiactivo de aplicación en medicina y en investigación y, por su bajo riesgo, se realizan normalmente en bultos exceptuados o del tipo A.

El transporte de residuos radiactivos procedentes de las instalaciones nucleares y radiactivas con destino a El Cabril sólo precisa, en la mayoría de las ocasiones, de los bultos del tipo industrial.

Los bultos en los que se transportan los materiales fisionables (fundamentalmente combustible no irradiado y óxido de uranio) y los de tipo B y C, en los que se transportan algunas fuentes de gran actividad, requieren aprobación de diseño. Por otra parte, como puede verse en la tabla 6.1 muy pocas expediciones precisan de autorización previa, destacando algunas de materiales fisionables.

Tabla 6.1. Requisitos de aprobación y notificación en el transporte de material radiactivo

Modelos de bulto	Aprobación de diseño de bulto	Aprobación de la expedición	Notificación previa de la expedición
Exceptuados	No	No	No
Tipo industrial	No	No	No
Tipo A	No	No	No
Tipo B(U)	Sí (unilateral)	No	Sí (1)
Tipo B(M)	Sí (multilateral)	Sí (1)	Sí
Tipo C	Sí (unilateral)	No	Sí (1)
Bultos con materiales fisionables	Sí (multilateral)	Sí (multilateral) (2)	Sí (1)

Aprobación unilateral: sólo es necesario que la conceda el país de origen del diseño del bulto.

Aprobación multilateral: es necesaria la aprobación de todos los países de origen, de tránsito y destino del transporte.

(1) Sólo se precisa si el material transportado supera alguno de los siguientes valores, donde A_1 y A_2 son niveles de actividad por isótopo fijados reglamentariamente.

- $3 \times 10^3 A_1$
- $3 \times 10^3 A_2$
- 1.000 TBq (20 kCi)

(2) Sólo se precisa la autorización cuando la suma de los Índices de Seguridad con respecto a la Criticidad (ISC) es mayor de 50.

6.1.2.1. Aprobación de bultos

Actualmente la mayoría de las aprobaciones de bultos tienen forma de convalidaciones de certificados de aprobación de origen, tanto en el ámbito del material fisionable como en el de los bultos tipo B.

Por tanto, el proceso de evaluación del CSN descansa en el análisis de la aprobación otorgada por la autoridad reguladora del país de origen, poniendo

especial atención en el estudio del riesgo de criticidad en bultos para materiales fisionables y en los procedimientos de uso y mantenimiento de todos los tipos de bultos.

En el año 2004, el CSN informó sobre 10 solicitudes de convalidación de certificados extranjeros y dos sobre la revisión de la aprobación de bultos de origen español, que se recogen en la tabla 6.2.

Tabla 6.2. Informes de aprobación o convalidación de bultos de transporte en el año 2004

Identificación española	Denominación	Identificación país origen	Informe CSN
E/0103/H(U)-96	CILINDRO DE UF ₆ 48Y y 48X	USA/0592/H(M)-96	20/01/2004
E/114/B(U)-85	GAMMAT TSI 3/1	D/2078/B(U)-85	20/02/2004
E/038/B(U)	TNB-145	B/30/B(U)	27/02/2004
E/053/AF	RA-3D	D/4306/AF-96	05/03/2004
E/093/AF-85	3525	GB/3525/AF-85	26/03/2004
E/111/B(U)-85	GAMMAT TK-100	D/2016/B(U)-85	12/04/2004
E/117/B(U)-85	GAMMAT TI-F	D/2012/B(U)-85	29/06/2004
E/109/IF-96	ANF-18	D/4343/IF-96	15/10/2004
E/102/IF-96	EMBRACE	S/50/IF-96	11/11/2004
E/077/B(U)F-96	ENSA/DPT	-	12/11/2004
E/0001/B(U)	ENI-202	-	19/11/2004
E/0118/B(U)-85	GAMMAT M 10	D/2031/B(U)-85	20/12/2004

6.1.2.2. Autorización de transportes

En el año 2004 el CSN informó sobre cuatro autorizaciones de transporte, que se recogen en la tabla 6.3, dos de ellas de elementos combustibles no irradiados desde la fábrica de Juzbado a distintas centrales nucleares españolas o europeas, otra para el transporte bajo acuerdo especial de un máximo de 16 barras de

combustible no irradiado desde dicha fábrica hasta Francia y, por último, el relativo a los transportes de óxido de uranio desde BNFL en el Reino Unido hasta la fábrica de Juzbado para el año 2005.

Una sola autorización de transporte puede abarcar varias expediciones o envíos de las mismas características.

Tabla 6.3. Informes sobre autorizaciones de transporte en el año 2004

Fecha del informe	Procedencia	Destino	Tipo de transporte
16/04/04	Enusa (Juzbado)	Central nuclear de Ascó y Vandellós II	Elementos combustibles no irradiados para la recarga de las centrales, bajo acuerdo especial
20/04/04	Enusa (Juzbado)	Finlandia	108 elementos combustibles no irradiados
22/07/04	Enusa (Juzbado)	Francia	16 barras de combustible no irradiado, bajo acuerdo especial
17/12/04	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	300 Tm de uranio como óxido de uranio en polvo

6.1.3. Control del transporte de material radiactivo

El control se ejerce a través de la inspección de una muestra significativa de las expediciones de mayor riesgo (transportes de material fisiónable y de fuentes de alta actividad) y de mayor frecuencia. Asimismo, es objeto preferente de inspección el transporte de residuos efectuado por Enresa desde las instalaciones nucleares y radiactivas hasta El Cabril. Además de inspecciones a expediciones concretas, se llevan a cabo inspecciones a la gestión global de las actividades de transporte en entidades que actúan como remitentes o transportistas o bien sobre un proceso concreto de dicha gestión.

En total a lo largo del año 2004 se realizaron 47 inspecciones específicamente relacionadas con el transporte: 16 por el propio CSN, 28 por los servicios que desempeñan las encomiendas de funciones en las comunidades autónomas y tres en colaboración entre el CSN y dichas encomiendas, en concreto una con la de Galicia y dos con la de Cata-

luña. Además de estas inspecciones específicas sobre la actividad de transporte, se ha realizado el control de los requisitos aplicables al transporte de material radiactivo dentro de las inspecciones efectuadas a instalaciones radiactivas que incluyen el transporte entre sus actividades.

El control por inspección se completa con la recepción y análisis de las notificaciones requeridas por el CSN para los transportes de materiales fisiónables, fuentes radiactivas de alta actividad y residuos, así como de los informes posteriores de ejecución, en el caso del material fisiónable.

Por su especial significación, en la tabla 6.4 se recogen los 53 envíos de material fisiónable que tuvieron lugar en el año 2004. Además se destaca el transporte por Enresa de residuos radiactivos a su instalación de El Cabril, con un total de 76 expediciones de residuos procedentes de las instalaciones nucleares, 28 procedentes de instalaciones radiactivas, seis de la incidencia en la instalación de siderúrgica de Sidenor y una de la ocurrida en la de Daniel González Riestra.

Tabla 6.4. Transportes de materiales fisibles efectuados en el año 2004

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
09/01/2004	Enusa (Juzbado)	Ascó	36	ECF
11/01/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.128,067	kg OU
15/01/2004	Alemania	Trillo	40	ECF
17/01/2004	Enusa (Juzbado)	Estados Unidos	396	BCF
19/01/2004	Enusa (Juzbado)	Alemania	72	ECF
26/01/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.523,763	kg OU
02/02/2004	Enusa (Juzbado)	Alemania	61	ECF
09/02/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.166,535	kg OU
12/02/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.216,844	kg OU
22/02/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.169,194	kg OU
04/03/2004	Alemania	Enusa (Juzbado)	1	ECF
07/03/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.469,233	kg OU
12/03/2004	Enusa (Juzbado)	Finlandia	8	ECF
18/03/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.304,846	kg OU
04/04/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.394,4	kg OU
18/04/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	16.981,082	kg OU
21/04/2004	Enusa (Juzbado)	Suecia	138	ECF
10/05/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	8.944,888	kg OU
17/05/2004	Enusa (Juzbado)	Bélgica	16	ECF
23/05/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.231,056	kg OU
24/05/2004	Enusa (Juzbado)	Estados Unidos	432	BCF
31/05/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	17.837,716	kg OU
01/06/2004	Enusa (Juzbado)	Finlandia	108	ECF
04/06/2004	Enusa (Juzbado)	Ascó	36	ECF
06/06/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.219,914	kg OU
08/06/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	14	ECF
08/06/2004	Enusa (Juzbado)	Bélgica	16	ECF
14/06/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	10.413,569	kg OU
14/06/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	16	ECF
18/06/2004	Enusa (Juzbado)	Ascó	28	ECF
21/06/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	14	ECF
25/06/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	5.997,956	kg OU
30/06/2004	Enusa (Juzbado)	Almaraz	36	ECF
01/07/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	20	ECF
12/07/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	12	ECF
16/07/2004	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
19/07/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	14	ECF
26/07/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	14	ECF
22/08/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.694,352	kg OU
03/09/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	10.456,251	kg OU

Tabla 6.4. Transportes de materiales fisiónables efectuados en el año 2004 (continuación)

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
19/09/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.710,501	kg OU
27/09/2004	Enusa (Juzbado)	Francia	6	BCF
01/10/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.440,415	kg OU
17/10/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.440,219	kg OU
25/10/2004	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	36	ECF
31/10/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	15.706,744	kg OU
08/11/2004	Enusa (Juzbado)	Garofía	108	ECF
14/11/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.308,313	kg OU
15/11/2004	Enusa (Juzbado)	José Cabrera	16	ECF
22/11/2004	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	36	ECF
28/11/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.436,859	kg OU
10/12/2004	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
12/12/2004	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.087,579	kg OU

kg OU: kilogramos de uranio en forma de óxido. ECF: elementos combustible frescos (no irradiado). BCF: barras de combustible fresco (no irradiado).

6.1.4. Incidencias

Las incidencias ocurridas en el transporte de material radiactivo en el año 2004 se recogen en la tabla 6.5. De los sucesos recogidas en la tabla cabe destacar las dos incidencias de incorrecta preparación de bultos con óxido de uranio detectadas a su recepción en la instalación de fabricación de elementos combustibles de Enusa Industrias Avanzadas, S.A. en Juzbado. Ambas son achacables enteramente al remitente de los bultos BNFL-Westinghouse del Reino Unido. En el primer caso, ocurrido el 12 de enero, la tapa interior de uno de los bultos estaba incorrectamente atornillada, si bien la tapa externa del contenedor estaba correctamente colocada. Tras el análisis de seguridad requerido al remitente éste concluyó que al mantenerse la tapa interna aunque incorrectamente atornillada, y siendo su función fundamental el aislamiento térmico, no se vio comprometida la seguridad en el transporte. El segundo caso, ocurrido el 18 de abril, es una incidencia similar, pero en este caso aunque tanto la tapa externa como la interna estaban correcta-

mente colocadas y atornilladas, faltaba el aislante térmico móvil que se coloca entre ambas. Este caso ha tenido más importancia que el anterior ya que, aunque en las condiciones normales en las que se desarrolló el transporte no hubo riesgo alguno, BNFL/Westinghouse concluye en su análisis de seguridad que al faltar dicho aislamiento térmico, la seguridad en el transporte se habría visto comprometida en caso de accidente.

La detección de ambas incidencias ha sido posible gracias a los procedimientos de comprobación de los bultos recepcionados en la instalación que tiene implantados la fábrica de Juzbado. En ningún caso se ha visto comprometida la seguridad de la instalación, siendo ambos sucesos considerados dentro de la seguridad en el transporte. En ambos casos la fábrica de Juzbado aparte de la comunicación del suceso al CSN abrió el correspondiente parte de desviación a su suministrador BNFL/Westinghouse a fin de que esta entidad analizara las causas de los incidentes y adoptara las oportunas medida de mejora para evitar su repetición.

Tabla 6.5. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2004

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
12/01/04	Reino Unido	Fábrica de Juzbado (Salamanca)	BNFL-Westinghouse (Reino Unido)	Express Truck, S.A.	–	Embalaje con óxido de uranio incorrectamente preparado por el expedidor. Se detecta a su recepción en la Fábrica de Juzbado. Sin riesgos radiológicos.
18/04/04	Reino Unido	Fábrica de Juzbado (Salamanca)	BNFL-Westinghouse (Reino Unido)	Express Truck, S.A.	–	Embalaje con óxido de uranio incorrectamente preparado por el expedidor. Se detecta a su recepción en la Fábrica de Juzbado. Sin riesgos radiológicos. Se podría haber menoscabado la seguridad del bulto si se hubiera producido un accidente grave durante el transporte.
03/05/04	Centro PET del Hospital Felipe II (Valladolid)	Centro PET Complutense (Madrid)	Centro PET Complutense	Servicio de Automoción SARA	Valladolid	Olvido en la zona de carga del vehículo de un bulto vacío con etiquetas de radiactivo. Sin riesgos radiológicos.
20/07/04	Vitoria (Álava) (en tránsito desde Holanda)	Sevilla	Amersham Health	DHL	Aeropuerto de Vitoria (Álava)	Caída y atropello de cuatro bultos por el vehículo que los trasladaba al avión. Rotura total de un bulto con 0,665 GBq de I-123 y daños en los otros tres. El material radiactivo salió del vial interior pero quedó retenido el material absorbente del bulto. No hubo contaminación de personas ni de superficies Sin riesgos radiológicos.
07/10/04	Ascó (Tarragona)	Central nuclear Gravelines (Francia)	Enusa-Enwesa A.I.E	Express Truck, S.A.	–	Se detecta a su recepción contaminación superficial ligeramente superior a límites sobre la superficie de los bultos y del vehículo. Los valores medidos a recepción no coinciden con los medidos a salida del transporte, que eran claramente inferiores a límites. Sin riesgos radiológicos.

Tabla 6.5. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2004 (continuación)

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
09/11/04	Madrid (en tránsito)	Palma de Mallorca	Schering y Amersham Health	Iberia	Aeropuerto de Barajas (Madrid)	Caída de dos bultos desde el vehículo que los transportaba al avión. Uno de ellos con 81,2 GBq de Mo/Tc-99m queda abollado pero sin salida de material radiactivo. Se mantiene la integridad del blindaje. Sin riesgos radiológicos

Dado que la incidencia se originó en una instalación del Reino Unido el control sobre la misma quedaba dentro del ámbito de competencia del Departamento de Transporte de ese país, con el que el CSN ha mantenido una fluida comunicación, recibiendo toda la información necesaria sobre las medidas adoptadas por aquella autoridad competente. El detalle final de las medidas de mejora adoptadas por BNFL/Westinghouse ha sido transmitido por la fábrica de Juzbado al CSN, tras la auditoria que esta entidad ha realizado a su suministrador. Las medidas adoptadas son muy numerosas y tras ellas se considera que el proceso de preparación de bultos ha mejorado significativamente.

En relación con los sucesos de caída de bultos radiactivos en aeropuertos, que son los que se suelen dar con más frecuencia, teniendo en cuenta el gran número de bultos transportados por vía aérea, no se ha producido un incremento de estos sucesos respecto al año anterior. Los únicos dos casos ocurridos se reparten entre dos operadores aéreos y en ellos no se ha producido riesgo radiológico. El CSN ha realizado un análisis particular en estos casos requiriendo acciones de mejora a ambos operadores. Independientemente de estos casos concretos, el CSN continua el seguimiento especial de las operaciones de carga, descarga y manipulación de estos bultos por las líneas aéreas y las entidades de *handling* aeropuertos, a través de la evaluación

de sus programas de protección radiológica y la comprobación mediante inspección de su grado de implantación.

Por último, respecto a la incidencia de detección de contaminación en la central francesa de Gravelines en dos bultos y el vehículo de un transporte remitido por Enusa- Enwesa A.I.E desde la central nuclear de Ascó, los valores eran ligeramente superiores a los límites de contaminación reglamentados, no coincidiendo los resultados de esta medida con los realizados a la salida en la instalación española. Dada esta disparidad, y tras el análisis realizado, no se ha podido concluir de manera inequívoca sobre la existencia o no de contaminación. Se ha iniciado un proceso por las instalaciones nucleares españolas para tratar de mejorar los procedimientos de protección radiológica y de control y medida de la contaminación en los transportes.

6.1.5. Dosimetría personal

El número de trabajadores controlados fue de 65, a los que correspondió una dosis colectiva de 157 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores resultó ser de 3,08 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del

6,16% de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. Esta dosis fue recibida fundamentalmente por los trabajadores del transporte de bultos con materiales radiofarmacéuticos (con destino a centros médicos). Estos materiales se suelen transportar en bultos pequeños que se cargan y descargan manualmente. Esta operativa, junto con el hecho de que son sólo dos empresas las que transportan la mayoría de estos bultos, hace que la dosis individual media de este sector sea mayor que en otros, si bien su dosis colectiva es comparativamente menor.

En el capítulo 7 se presenta un análisis más pormenorizado de la situación.

6.2. Fabricación de equipos radiactivos

De acuerdo al artículo 74 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* se requiere autorización para la fabricación de equipos que incorporen materiales radiactivos o sean productores de radiaciones ionizantes.

Durante el año 2004 el CSN no ha emitido ningún informe en relación con la fabricación de equipos radiactivos.

6.2.1. Exención de equipos radiactivos y generadores de radiación

La exención está regulada en el anexo II del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*. En dicho anexo se establece que todo aparato radiactivo para el que se obtenga la aprobación de tipo no precisa de autorización como instalación radiactiva. Los requisitos para obtener dicha aprobación se definen en el anexo II del mismo reglamento.

La aprobación de tipo (exención) se concede a aparatos de muy bajo riesgo con dosis insignificantes en su exterior. La mayoría de los aparatos aprobados hasta ahora son detectores iónicos de humo (DIH) que disponen de una cantidad muy pequeña de Americio-241 y equipos generadores de rayos X para la inspec-

ción de bultos y equipajes. En menor cantidad fueron aprobados aparatos utilizados en investigación, como cromatógrafos y detectores de radiación por centelleo líquido y, en el campo ambiental, detectores de contaminantes atmosféricos.

En el año 2004 el CSN emitió 17 informes: dos de archivo, uno desfavorable y 14 informes para aprobación de tipo de equipos radiactivos, cuyo detalle se recoge en la tabla 6.6.

La tendencia en los últimos años confirmada en el 2004, es que se solicitan más aprobaciones de aparatos generadores de rayos X. En cuanto a los aparatos con material radiactivo se trata de radioisótopos de bajo riesgo y en cantidades muy pequeñas.

6.3. Actividades en instalaciones no reguladas

6.3.1. Retiradas de material radiactivo no autorizado

La gestión de materiales radiactivos que carecen de autorización, fruto fundamentalmente de prácticas previas a la instauración de la regulación nuclear en España, se está realizando usualmente mediante su retirada, por parte de Enresa, como residuo radiactivo.

Tal retirada, en virtud de lo dispuesto en la ley del año 1964, requiere la autorización expresa de la autoridad de economía, previo informe del CSN, dado que Enresa está facultada únicamente a retirar residuos radiactivos procedentes de instalaciones nucleares o radiactivas autorizadas. Este trámite permite aflorar estas situaciones anómalas e investigar el orden y vicisitudes de los materiales radiactivos no incluidos en los inventarios de estas instalaciones.

Durante el año 2004 el CSN elaboró informes para 27 transferencias a Enresa de diversos materiales y fuentes radiactivas. En 15 de estos casos la empresa

Tabla 6.6. Informes sobre aprobaciones de tipo de aparatos radiactivos en 2004

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
Philips Cubix PW2300 Cubix XRF / PW3001/00 Cubix XRD	HBM Ibérica, S.L.	EFRX	GRX	08/01/04
Bruker S4 Pioner	Bruker Española, S.A.	EFRX	GRX	08/01/04
GE ION TRACK M0001119 y M0001157	Target Tecnología, S.A.	EF	GRX	02/02/04
Bruker S2 Ranger	Bruker Española, S.A.	EFRX	GRX	30/01/04
Metorex Internacional Oy, X_MET 970	Kemia, S.L.	EFRX	GRX	20/02/04
Hemann Systems Hiscan 10080 EDS/VD y EDS	Tecosa	ERXIB	GRX	01/03/04
Dage XD 6500, XD 6600, XD 7000, XD 7100M, XT 6100, XT 6600, XT 7100, XL 6000, XL 6500, XI 7000	AB Device Electronic, S.L.	ICE	GRX	31/03/04
Raytec Vision GJ 2001/600	Procesos y Embalajes Cano, S.L.	IE	GRX	06/05/04
ARL, ADVANT'XP	Termo Optek, S.A.	EFRX	GRX	08/06/04
Raytech Type 48	Varpe Control de Peso	IE	GRX	13/07/04
Raytech Type 42	Varpe Control de Peso	IE	GRX	29/07/04
Micromeritics Sedigraph 5100	Bonsai Technologies Groups, S.A.	G	GRX	05/11/04
Gilardoni FEP ME 1000	Halcón Ibérica, S.A.	ERXIB	GRX	05/11/04
Phoenix Bench/Mate	Maquinaria Suiza, S.A.	ICE	GRX	16/11/04

Tipo de equipo:
GRX: Generador de rayos X
Campo de aplicación:
ERXIB: Equipo para inspección de bultos y equipajes
ICE: Inspección de circuitos electrónicos
IE: Inspección de envases
EFRX: Espectrómetro por fluorescencia de RX
G: Granulómetro

o entidad solicitante no disponía de instalación radiactiva y el resto de los solicitantes eran titulares de instalaciones. Nueve fueron elaborados por la encomienda de Cataluña.

Otro caso del mismo carácter, aunque con una regulación especial, lo constituye la retirada de las dotaciones de radio de uso médico antiguamente utilizadas en radioterapia y cuya dispersión, de libre uso en su momento, y alta peligrosidad justificaron disponer su incautación sin coste para sus

titulares. El Ciemat se ocupa de su retirada previo informe del CSN; en el año 2004 se informaron dos retiradas por el CSN y una por la encomienda de Cataluña.

6.3.2. Retiradas de material radiactivo detectados en los materiales metálicos

Como resultado de la aplicación del *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia de materiales metálicos*, durante el año 2004 se comunicó al CSN en 146

ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, productos con Torio y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

En este año cabe destacar los sucesos con contaminación radiactiva acaecidos en las instalaciones de Sidenor Industrial Fábrica de Reinos y Arcelor Alambrón Zumárraga.

El 24 de marzo, un camión cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico a la salida de las instalaciones de la acería Sidenor Industrial Fábrica de Reinos. El análisis realizado a una muestra del polvo y la posterior caracterización radiológica de la instalación permitió concluir que se había producido la fusión de una fuente de Cesio-137. Las actuaciones de recuperación permitieron arrancar de nuevo la instalación el 5 de abril. Como consecuencia del incidente se generaron 76.163 kg de residuos radiactivos que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril en un total de seis expediciones.

El 31 de mayo, un camión cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico a la entrada de las instalaciones de la Compañía Industrial Asúa Erandio, S.A. (ASER), que se dedica a la extracción de zinc y plomo del polvo de acería. Tras la detección, ASER devolvió el camión a la acería Arcelor Alambrón Zumárraga de donde procedía. El análisis realizado a una muestra del polvo y la posterior caracterización radiológica de la instalación permitió concluir que se había producido la fusión de una fuente de Cesio-137. Las actuaciones de recuperación permitieron arrancar de nuevo la instalación el 3 de junio. Como consecuencia del incidente no ha habido necesidad de transportar residuos radiactivos al centro de almacenamiento de El Cabril, ya que las concentraciones de Cesio-137 medidas en todas las muestras analizadas tras la extracción del polvo de acería están por debajo de 10 Bq/g.

La aplicación del *Protocolo de vigilancia radiológica de los materiales metálicos* permitió disminuir las consecuencias derivadas de estos incidentes al reducir el volumen de residuos generados y el tiempo para la puesta en marcha de las instalaciones.

Tabla 6.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos*

Instalación	Número de registro	Actividad
Aceralía Largos Perfiles Bergara, S.A.	IVR-001	Siderúrgica
Aceralía Largos Perfiles Madrid, S.L.	IVR-002	Siderúrgica
Aceralía Largos Perfiles Olaberriá, S.L.	IVR-003	Siderúrgica
Aceralía Productos Largos, Planta Siderúrgica de Rico y Echevarría, S.A.	IVR-004	Siderúrgica
Aceros Inoxidables Olarra, S.A.	IVR-005	Siderúrgica
Esteban Orbegoza, S.A.	IVR-006	Siderúrgica
GSB Acero, S.A. (Legazpi)	IVR-007a	Siderúrgica
GSB Acero, S.A. (Azkoitia)	IVR-007b	Siderúrgica
Siderúrgica Sevillana, S.A.	IVR-008	Siderúrgica
Nervacero, S.A.	IVR-009	Siderúrgica
Acería Compacta de Bizkaia, S.L.	IVR-010	Siderúrgica
Acería de Álava, S.A.	IVR-011	Siderúrgica
Megasa Siderúrgica, S.L.	IVR-012	Siderúrgica

Tabla 6.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos* (continuación)

Instalación	Número de registro	Actividad
Global Steel Wire, S.A.	IVR-013	Siderúrgica
Sidenor Industrial, S.L. Fábrica de Reinos	IVR-014	Siderúrgica
Sidenor Industrial, S.L. Fábrica de Basauri	IVR-015	Siderúrgica
Servicios y Reciclajes Ribadeo, S.L.	IVR-016	Recuperación
Recuperación de Metales Industriales, S.A. (REMAISA)	IVR-017	Recuperación
Reciclaje y Fragmentación, S.L. (REYFRA)	IVR-018	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Valencia)	IVR-019	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Alicante)	IVR-020	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Pontevedra)	IVR-021	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Sevilla)	IVR-022	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Madrid)	IVR-023	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Lérida)	IVR-024	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Barcelona)	IVR-025	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Vitoria)	IVR-026	Recuperación
Lajo y Rodríguez, S.A. (Valladolid)	IVR-027	Recuperación
Hierros y Metales Díez, S.L.	IVR-028	Recuperación
Daniel González Riestra, S.L.	IVR-029	Recuperación
Hierros y Metales Blasco, S.L.	IVR-030	Recuperación
Viuda de Benito López, S.L.	IVR-031	Recuperación
Recuperaciones Férricas de Araia, S.A.	IVR-032	Recuperación
Ferimet, S.L.	IVR-033	Recuperación
Aceralía Corporación, S.A. (Factoría de Avilés)	IVR-034	Siderúrgica
Aceralía Corporación, S.A. (Factoría de Gijón)	IVR-035	Siderúrgica
Almacén de Materias Primas, S.A.	IVR-036	Recuperación
José Jareño, S.A.	IVR-037	Recuperación
Deydesa 2000, S.L.	IVR-038	Recuperación
Chatarras Iruña, S.A.	IVR-039	Recuperación
Tubos Reunidos, S.A.	IVR-040	Siderúrgica
Aceralía Redondos Azpeitia, S.A.	IVR-041	Siderúrgica
Compañía Española de Laminación (CELSA)	IVR-042	Siderúrgica
Aceralía Redondos Getafe, S.L.	IVR-043	Siderúrgica
A.G. Siderúrgica Balboa, S.A.	IVR-044	Siderúrgica
Productos Tubulares, S.A.	IVR-045	Siderúrgica
Recuperadora Canaria de Chatarra y Metales, S.L.	IVR-046	Recuperación
Hierros Bayón, S.L.	IVR-047	Recuperación
Clasificadora y Seleccionadora de Metales, S.A.	IVR-048	Recuperación
Inoxtrade, S.A.	IVR-049	Recuperación
Hierros Fernández, C.B.	IVR-050	Recuperación
Alcoa Transformación, S.A.	IVR-051	Fundición aluminio
Félix Castro, S.A.	IVR-052	Recuperación

Tabla 6.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos* (continuación)

Instalación	Número de registro	Actividad
Construcciones y Auxiliar de Ferrocarriles, S.A.	IVR-053	Siderúrgica
Hierros Foro, S.L.	IVR-054	Recuperación
Jesús Santos, S.A.	IVR-055	Recuperación
Recicas, S.L.	IVR-056	Recuperación
Hierros Fuentes, S.A.	IVR-057	Recuperación
Luis, Emilio y Elías Díez Hernández, C.B.	IVR-058	Recuperación
Metales Vela, S.L.	IVR-059	Recuperación
Antonio Vela, S.L.	IVR-060	Recuperación
Reciclajes Salamanca, S.L.	IVR-061	Recuperación
Gerepal Alipio Antolín S.L.	IVR-062	Recuperación
Acerinox, S.A.	IVR-063	Siderúrgica
Almacenes Revilla, S.L.	IVR-064	Recuperación
Bellver Pla, S.L.	IVR-065	Recuperación
Alcoa Transformación, S.L.	IVR-066	Aluminio
Mena Recycling, S.L.	IVR-067	Recuperación
Noelia Villalba González Recuperación de Metales	IVR-068	Recuperación
Santos Bartolomé, S.A.	IVR-069	Recuperación
Viuda de Lauro Clariana, S.L.	IVR-070	Recuperación
Francisco Mata, S.A. (Lourerio - San Pedro de Visma - A Coruña)	IVR-071	Recuperación
Francisco Mata, S.A. (Carretera de Cedeira, 122 - Freixeiro - Narón)	IVR-072	Recuperación
Francisco Mata, S.A. (Monte Cortigueiro - Bens - A Coruña)	IVR-073	Recuperación
Reydesa Recycling, S.A.	IVR-074	Recuperación
Desguaces Montero, S.L.	IVR-075	Recuperación
Hirumet, S.L.	IVR-076	Recuperación
Metales de Navarra, S.A.	IVR-077	Recuperación
Hierros Servando Fernández, S.L.	IVR-078	Recuperación
Reinoxmetal, S.A.	IVR-079	Recuperación
Reinoxmetal 2002, S.L.	IVR-080	Recuperación
Saint-Gobain Canalización, S.A.	IVR-081	Fundición
Grupo de Blas (Recupapel, S.L.)	IVR-082	Recuperación
Prosinor, S.L.	IVR-083	Recuperación
Recuperaciones Nieto, S.L.	IVR-084	Recuperación
Triturados Férricos, S.L.	IVR-085	Recuperación
Viuda de Lauro Clariana, S.L.	IVR-086	Recuperación
Hierros Cabezón, S.L.	IVR-087	Recuperación
Francisco Alberich, S.A.	IVR-088	Recuperación
Pedro José Esnaola, S.L.	IVR-089	Recuperación
Ecogironina de Deposists, S.L.	IVR-090	Recuperación

6.3.3. Instalaciones afectadas por el incidente de fusión de una fuente de Cesio-137 ocurrido en la planta de producción de acero de Acerinox

En informes anuales anteriores se han presentado en detalle las actuaciones derivadas de la fusión de una fuente de Cesio-137 ocurrida el 30 de mayo de 1998.

Durante el año 2004, se ha realizado el seguimiento del programa de vigilancia radiológica implantado en el Centro de Recuperación de Inertes (CRI-9), ubicado en las Marismas de Mendaña, provincia de Huelva; y Egmasa ha presentado el esquema de funcionamiento hidrogeológico del CRI-9 atendiendo a la resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de fecha 15 de enero de 2001, ratificada por resolución de 8 de junio de 2001.

6.3.4. Fragmentación de una fuente de Cesio-137 en la empresa de recuperación de metales de Daniel González Riestra, S.L.

El 11 de agosto de 2003, la empresa dedicada a la fragmentación y recuperación de chatarra, Daniel González Riestra, S.L., situada en la carretera de Serín s/n de San Andrés de los Tacones (Gijón), notificó al CSN que un camión que se disponía a salir de la instalación cargado con guata (basura ligera del proceso de fragmentado de la chatarra) activó las alarmas de radiación del pórtico de control.

El personal de la instalación comprobó que la causa de la alarma no era ninguna pieza en concreto si no el conjunto de todas ellas, por lo que procedió a detener la fragmentadora y a la notificación urgente al CSN. Posteriormente, con la ayuda de una unidad técnica de protección radiológica verificó que la máquina fragmentadora, la chatarra fragmentada y la basura ligera del proceso de fragmentado estaban contaminados con Cesio-137.

El suceso no tuvo consecuencias radiológicas sobre los trabajadores de la instalación ni sobre el medio ambiente.

En los trabajos de descontaminación y limpieza se generó una masa de 51.978 kg de residuos radiactivos que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril en un total de cinco expediciones en el 2003 y una expedición con dos bultos en el año 2004.

6.3.5. Instalaciones afectadas por el incidente de fusión de una fuente de Cesio-137 ocurrido en Sidenor Industrial, Fábrica de Reinosa

El 24 de marzo de 2004, la empresa dedicada a la siderurgia integral, Sidenor Industrial Fábrica de Reinosa, situada en Reinosa (Cantabria), notificó al CSN que un camión que se disponía a salir de la instalación cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico de control.

El personal de la instalación procedió a aislar el camión y analizar una muestra del polvo transportado por el camión, concluyendo que contenía Cesio-137, lo cual era indicativo de una posible fusión de una fuente radiactiva, por lo que procedió a la parada de la planta y a la notificación urgente al CSN.

El CSN requirió a la empresa la adopción de medidas con objeto de prevenir la dispersión de la contaminación radiactiva y garantizar una adecuada protección radiológica de las personas y del medio ambiente, y envió a un inspector quien acompañado por personal de Enresa procedió a realizar una valoración más detallada.

Los controles radiológicos realizados por la inspección del CSN identificaron la presencia de radiactividad en uno de los silos de almacenamiento de polvo de humo, en la línea de extracción de humos que conduce a dicho silo, y en el camión que salía

de la acería, siendo los valores medidos ligeramente superiores a los recogidos en el suceso acaecido en ACB en 2003.

A la vista de la información obtenida por la inspección, el CSN requirió a la instalación que continuara los trabajos de caracterización radiológica de la planta, y que solicitara un plan para la limpieza y recuperación de la instalación. En la elaboración del Plan, que fue supervisado por el CSN, se adoptaron como criterios radiológicos los establecidos en los anteriores incidentes ocurridos en Acerinox, Siderúrgica Sevillana y ACB. Los trabajos de limpieza se centraron en dos actuaciones:

- Limpieza de las zonas de la instalación afectadas por la fusión de la fuente de Cesio-137.
- Vaciado y caracterización del polvo de acería contenido en la cisterna del camión, y posterior control radiológico del vehículo.

El 31 de marzo, una vez realizados los trabajos previstos en el plan de actuación, incluyendo el vaciado y descontaminación del silo de recogida de polvo de acería, Sidenor solicitó al CSN el arranque del horno para la fusión de cuatro coladas en fase de pruebas. Tras analizar los resultados de las muestras de polvo de acería generadas, fue necesario realizar una serie de trabajos adicionales para la limpieza de los tubos de conducción de los humos, así como la sustitución de las mangas con valores más altos de tasa de dosis.

El 2 de abril, se procedió de nuevo al arranque del horno en fase de pruebas, y el día 5 tras evaluar los resultados de concentración de actividad de los polvos de acería generados tras 31 coladas, el CSN autorizó a la instalación a iniciar la actividad productiva normal.

El suceso no tuvo consecuencias radiológicas sobre los trabajadores de la instalación ni sobre el medio ambiente.

En los trabajos de descontaminación y limpieza se generaron 76.163 kg de residuos radiactivos con una actividad de 3,03 GBq, que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril en un total de seis expediciones.

6.3.6. Fusión de una fuente de Cesio-137 en Arcelor Alambrón Zumárraga

El 31 de mayo de 2004, un camión cargado con polvo de acería que se disponía a entrar a las instalaciones de la Compañía Industrial Asúa Erandio (ASER), situada en Asúa-Erandio (Vizcaya), activó las alarmas de radiación del pórtico de control. Tras la detección, ASER (empresa dedicada a la extracción de zinc y plomo del polvo de acería) devolvió el camión a la empresa dedicada a la siderurgia integral, Arcelor Alambrón Zumárraga, situada en Zumárraga (Guipúzcoa). Al regreso, el camión se pasó por el pórtico de control situado a la entrada a la acería donde se confirmó la alarma.

El personal de la instalación procedió a aislar el camión y analizar una muestra del polvo transportado, concluyendo que contenía Cesio-137, lo cual era indicativo de una posible fusión de una fuente radiactiva, por lo que procedió a la parada de la planta y a la notificación urgente al CSN.

El CSN requirió a la empresa la adopción de medidas con objeto de prevenir la dispersión de la contaminación radiactiva y garantizar una adecuada protección radiológica de las personas y del medio ambiente, y envió a un inspector quien acompañado por personal de Enresa y del Gobierno Vasco, procedieron a realizar una valoración más detallada.

Los controles radiológicos realizados por la inspección del CSN identificaron la presencia de radiactividad en el silo de almacenamiento del polvo de humo, en la línea de extracción de humos que conduce a dicho silo, y en dos camiones cargados con polvo de acería; siendo los valo-

res medidos en la línea de polvo de humos inferiores a los criterios de aceptación establecidos para este tipo de incidentes.

A la vista de la información obtenida por la inspección, el CSN concluyó que no procedía realizar trabajos adicionales de limpieza y descontaminación en la instalación, por lo que las actividades del plan de actuación debían centrarse en el vaciado del silo y en los camiones cargados con el polvo de acería

El día 2 de junio, tras el vaciado del silo, el CSN concedió a la acería un permiso de arranque provisional del horno. Finalmente, el día 3 tras analizar

los resultados del polvo de acería generado en las coladas, el CSN concedió permiso a la acería para proceder al inicio de la actividad productiva normal.

El suceso no tuvo consecuencias radiológicas sobre los trabajadores de la instalación ni sobre el medio ambiente.

Como consecuencia del incidente no ha habido necesidad de transportar material radiactivo al centro de almacenamiento de El Cabril, ya que la concentración de Cesio-137 en las muestras de polvo analizadas tras la extracción del polvo de acería del silo y de los camiones cisterna está en todos los casos por debajo de 10 Bq/g.

7. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente

7.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos

7.1.1. Prevención de la exposición

En el artículo 6º del Real Decreto 783/01, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, se recoge el principio de la optimización de la protección radiológica (o principio Alara), por el que las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos a radiaciones ionizantes deben mantenerse tan bajas como razonablemente sea posible, y siempre por debajo de los límites de dosis establecidos en dicha legislación.

La aplicación de este principio requiere, entre otros muchos aspectos, prestar una especial atención a todas y cada una de las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- La evaluación (previa a su puesta en práctica) del riesgo radiológico asociado a toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes.
- La clasificación radiológica de los trabajadores involucrados en función del riesgo radiológico inherente al trabajo a desarrollar como parte de esa actividad.
- La clasificación radiológica de los lugares de trabajo en función de los niveles de radiación y de contaminación previsibles como consecuencia de esa actividad.
- La aplicación de normas y medidas de control adecuadas a las distintas categorías de trabaja-

dores profesionalmente expuestos y a los distintos lugares de trabajo.

Estas medidas de carácter preventivo se recogen en los manuales de protección radiológica, que constituyen uno de los documentos oficiales de explotación de las instalaciones nucleares, aunque también es preceptiva su existencia en aquellas instalaciones radiactivas que, por su relevancia radiológica, quedan obligadas a disponer de un servicio o unidad técnica de protección radiológica. Estos manuales de protección radiológica requieren la apreciación favorable del Consejo como paso previo a su primera entrada en vigor; dicha apreciación favorable también se requiere para las revisiones de dichos documentos que afecten a los criterios radiológicos básicos en que se sustentan.

La evaluación de los manuales de protección radiológica de las instalaciones nucleares y radiactivas constituyen una de las herramientas básicas del CSN a la hora de garantizar la protección radiológica de los trabajadores expuestos. Tanto en dichas evaluaciones como en las inspecciones que, en relación con esta temática, se llevan a cabo por el CSN, se presta una especial atención a los trabajos, procedimientos, métodos, esfuerzos y recursos orientados hacia prevención de las exposiciones ocupacionales de forma que, dentro de lo razonablemente posible, se minimice el riesgo inherente a dichas exposiciones.

7.1.2. Servicios de dosimetría personal

Entre las funciones asignadas al CSN, en el apartado g) del artículo 2 de la disposición adicional primera de la Ley 14/99 de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN, se establece la de controlar las dosis de radiación recibidas por el personal de operación de las instalaciones nucleares y radiactivas.

El control de las dosis de radiación recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos se realiza, en la mayor parte de los casos, mediante una vigilancia individual por medio de dosímetros físicos de carácter pasivo. Hay casos, no obstante, en los que, si el riesgo radiológico es suficientemente bajo, puede bastar con una vigilancia radiológica del ambiente en que los trabajadores desarrollan su actividad laboral.

La vigilancia dosimétrica de los trabajadores profesionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes en el España está regulada por las disposiciones del Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes* que establecen que la dosimetría individual debe ser efectuada por los servicios de dosimetría personal expresamente autorizados por el CSN (artículo 27.2).

En cumplimiento de esta función, el CSN estableció en la Guía de seguridad 7.1 *Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal individual*, los requisitos técnicos y administrativos que deben satisfacer aquellas entidades que deseen disponer de una autorización oficial como servicios de dosimetría personal. El CSN estableció, asimismo, los ensayos necesarios para acreditar el adecuado funcionamiento de los sistemas dosimétricos, y los criterios de aceptación a ellos asociados.

En el proceso de autorización de los servicios de dosimetría personal, el CSN ha prestado especial atención a todos los aspectos relacionados con la salvaguardia y la fiabilidad de la información dosimétrica y así:

- Exige que, con objeto de evitar manipulaciones o errores humanos, los sistemas dosimétricos dispongan de un alto grado de automatismo durante todo el proceso de lectura de dosímetros y de asignación de dosis.
- Impone requisitos especialmente estrictos en relación con el registro y archivo de cuanta infor-

mación resulte necesaria para poder reproducir una dosis asignada a partir de los datos obtenidos en el proceso de lectura de un dosímetro.

- Establece condiciones muy exigentes, en cuanto a la necesidad de justificar y documentar rigurosamente cualquier modificación de la dosis directamente asignada por el sistema de lectura.

Con objeto de verificar que el funcionamiento de los servicios de dosimetría personal autorizados es acorde con las condiciones establecidas en su autorización, el CSN inspecciona periódicamente dichos servicios. Como resultado de estas inspecciones se remiten a los servicios de dosimetría las instrucciones técnicas complementarias que resulten pertinentes para la optimización de su funcionamiento.

Adicionalmente, con una periodicidad en torno a cinco años, y en colaboración con laboratorios con capacidad reconocida para la obtención de campos de irradiación normalizados en las calidades determinadas en las normas ISO, el CSN lleva a cabo una campaña de intercomparación en la que los servicios de dosimetría personal externa autorizados proceden a la lectura de unos dosímetros problema cuyas condiciones de irradiación (dosis y energías) desconocen. Estas campañas proporcionan al CSN una base objetiva para valorar el nivel de fiabilidad de cada servicio de dosimetría y para, eventualmente, imponer las acciones correctoras que resulten pertinentes para mejorar dicha fiabilidad.

La ejecución de ejercicios de intercomparación en el ámbito de la dosimetría interna presenta mayores dificultades puesto que no se trata de proceder a la lectura de un elemento simple como es un dosímetro personal pasivo. El elemento de intercomparación en este caso es un maniquí antropomórfico que simula el organismo humano y que se rellena de una disolución que contiene una mezcla de varios radionucleidos en concentraciones que, como es lógico, resultan conocidas para el CSN, pero no para los servicios de dosimetría que participan en el ejercicio. Este maniquí debe ser trans-

portado, con las precauciones propias de su carácter radiactivo, a cada uno de los laboratorios y, adicionalmente, se precisa un laboratorio de referencia de reconocida fiabilidad que determine el grado de exactitud de los resultados obtenidos.

En este contexto a lo largo del año 2004 se ha llevado a cabo un ejercicio de intercomparación de I-131 en tiroides entre todos los servicios de dosimetría personal interna de las centrales nucleares españolas y la entidad Tecnaton, la valoración de los resultados obtenidos se realizará durante el próximo año.

7.1.3. Banco dosimétrico nacional

Las disposiciones reglamentarias establecidas en el artículo 34 del *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes* de fecha 6 de julio de 2001 establecen que a todo trabajador profesionalmente expuesto se le debe abrir un historial dosimétrico en el que se registren todas las dosis por él recibidas en el transcurso de su actividad laboral. Dichas disposiciones asignan al titular de la práctica la responsabilidad del archivo de dichos historiales hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 65 años y nunca por un periodo inferior a 30 años, contados a partir de la fecha del cese del trabajador.

En 1985, el CSN acordó la implantación en España de un banco dosimétrico nacional (BDN) en el que se centralizarían los historiales dosimétricos de todos los trabajadores profesionalmente expuestos en las instalaciones nucleares y radiactivas españolas.

El BDN constituye una herramienta fundamental para el control regulador de las dosis recibidas por dichos trabajadores y permite:

- Disponer de información actualizada sobre los historiales dosimétricos de cada uno de los trabajadores.

- Hacer estudios estadísticos de carácter sectorial sobre las tendencias en la exposición a radiaciones de distintos colectivos de trabajadores, lo que permite identificar áreas de interés desde el punto de vista del principio Alara.
- Estudiar las dosis resultantes del funcionamiento de cualquier instalación nuclear o radiactiva en España.

Como muestra del volumen de información contenido en el BDN baste señalar que, al cierre del ejercicio dosimétrico de 2004, había registros de un total de aproximadamente 10.769.500 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 228.600 trabajadores y a unas 38.100 instalaciones. Cada una de esas mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de trabajo desarrollado por el trabajador.

El BDN ha sido utilizado por el CSN como herramienta de apoyo a la hora de elaborar la información que, en relación con las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos de España, fue solicitada al CSN por distintos organismos y grupos de trabajo internacionales tales como:

- El Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los efectos de las radiaciones ionizantes que, de forma sistemática, en los últimos años, incluye los datos dosimétricos sectoriales de nuestro país en los informes Unsear.
- La Comisión Europea que, en cumplimiento de las disposiciones de las normas básicas de seguridad y protección radiológica de la Unión Europea, requiere periódicamente a todos los estados miembros la remisión de información estadística sobre las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos.
- La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE que, antes de disponer de una base de datos propia, solicitó en diversas ocasiones información de carácter estadístico sobre las dosis reci-

bidas por los trabajadores de distintos sectores laborales de nuestro país.

El *European Study of Occupational Exposure* (Esorex) que, impulsado por la Dirección General XI de la Comisión Europea con el objetivo de armonizar los diferentes sistemas de control y registro de las dosis de los trabajadores expuestos de cada uno de los estados miembros, viene solicitando datos dosimétricos de distintos sectores de trabajo con cierta frecuencia.

7.1.4. Carné radiológico

En 1986 el CSN acordó el establecimiento en España de un carné radiológico para los trabajadores profesionalmente expuestos a radiaciones ionizantes. Dicho carné se configuraba como una especie de pasaporte, necesario para poder desarrollar una actividad laboral en presencia de radiaciones ionizantes. Tras una experiencia piloto de utilización de dicho carné, en 1991 el CSN requirió el uso preceptivo del mismo para todos el personal profesionalmente expuesto (de plantilla y de contrata) de las centrales nucleares españolas.

El carné radiológico es un documento público, personal e intransferible, destinado fundamentalmente a aquellos trabajadores que desarrollan su actividad laboral en más de una instalación nuclear o radiactiva, en el que se recoge información en relación con:

- Las dosis (oficiales y operacionales) recibidas por el trabajador.
- La acreditación de la aptitud médica del trabajador para una actividad laboral en presencia de radiaciones ionizantes.
- La formación en protección radiológica impartida al trabajador.
- Las empresas e instalaciones en que se desarrolla la actividad laboral del trabajador.

En 1997, se publicó el *Real Decreto 413/97 sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada*, que suponía la transposición al ordenamiento jurídico español de las disposiciones de la Directiva 90/641 de Euratom y en el que, por primera vez, se establecía un marco legal específico para el carné radiológico, se regulaba su utilización y distribución, y se definían las líneas maestras de su contenido.

En fecha 31 de mayo de 2001, se publicó la instrucción del CSN, nº IS-01 por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/97. En esta instrucción se incluye el nuevo formato de carné radiológico en respuesta a los requisitos derivados del mencionado real decreto.

A lo largo del año 2004 el CSN ha distribuido un total de 3.638 carnés radiológicos destinados a los trabajadores de un total de 157 empresas.

7.1.5. Registro de empresas externas

El Real Decreto 413/97, sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada, establece que las empresas externas (o empresas de contrata), estaban obligadas a presentar una declaración de sus actividades, inscribiéndose a tal fin en un registro creado al efecto por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Por resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 16 de julio de 1997 (BOE número 238 de 4 de octubre), se constituyó oficialmente el registro de empresas externas, se establecieron los formatos que se deben utilizar para la inscripción de las empresas externas en dicho registro y se fijó un plazo de seis meses para la presentación de las solicitudes de inscripción. A partir de esta fecha se han

atendido con regularidad las solicitudes de alta, baja y modificación asociadas con este registro.

En relación con el control de las empresas externas, en el citado real decreto se otorga al CSN la autoridad para efectuar el control e inspecciones que estime necesarias a dichas empresas externas, con objeto de verificar la autenticidad de los datos que obran en el registro, así como del grado de cumplimiento de las obligaciones establecidas en esta disposición (ver apartado 3.4).

7.1.6. Resumen de los datos dosimétricos correspondientes al año 2004

Se exponen a continuación los resultados del control dosimétrico de los trabajadores profesionalmente expuestos en España a lo largo del año 2004. Cabe resaltar que la información dosimétrica específica de cada instalación se ha incluido en capítulos anteriores de este informe dentro del apartado correspondiente.

El número de personas expuestas a radiaciones ionizantes controladas dosimétricamente en España en el año 2004 ascendió a 88.854⁽¹⁾, a las que correspondió una dosis colectiva de 43.809 mSv/persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas y se excluyen los casos de potencial superación del límite anual de dosis, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores fue de 1,32 mSv/año.

En la figura 7.1 se muestra la distribución de las dosis de las personas expuestas en España en el año 2004. El buen ajuste de dichos datos a una recta demuestra que la distribución de dosis se ajusta a una función del tipo logarítmico-normal.

Esta situación es coherente con la experiencia internacional que existe al respecto; de hecho la Comisión Internacional de Protección Radiológica, cuando propuso los actuales límites de dosis, tuvo en cuenta la realidad práctica de que las dosis en grandes grupos de trabajadores se distribuyen con arreglo a una función de estas características.

Como hecho destacable cabe mencionar que, aunque para el personal expuesto el valor máximo reglamentario de dosis efectiva en cualquier año oficial es de 50 mSv:

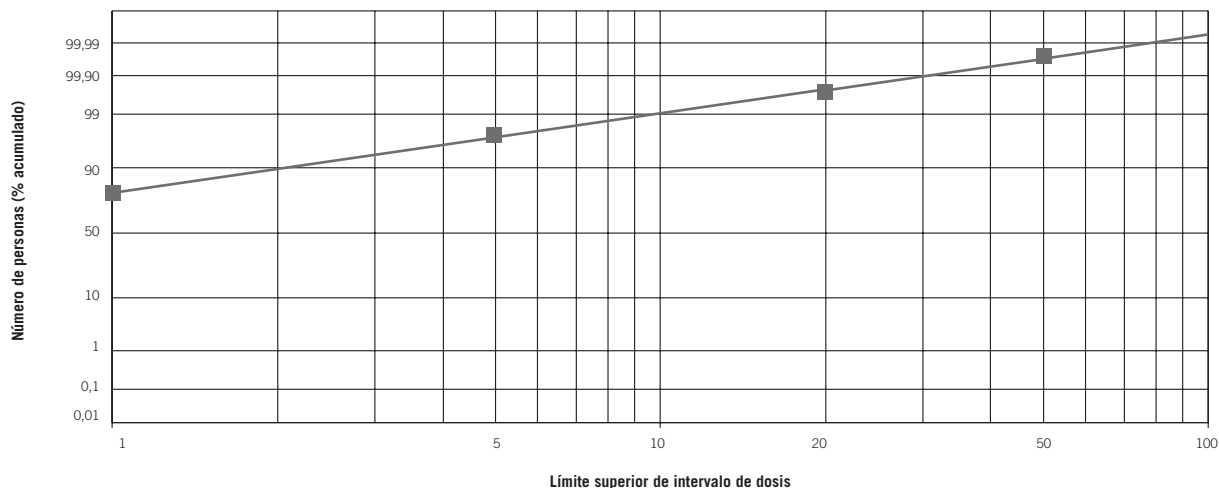
- Un 97,53 % de los trabajadores controlados dosimétricamente (86.655) recibió dosis inferiores a 5 mSv/año.
- Un 99,70 % de los trabajadores controlados dosimétricamente (88.583) recibió dosis inferiores a 20 mSv/año.

Esta distribución pone de manifiesto la buena tendencia de las instalaciones nucleares y radiactivas de nuestro país en relación al cumplimiento de los límites de dosis (100 mSv durante cinco años) establecidos en el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.

Del total de trabajadores expuestos durante el año 2004 hubo 44 trabajadores que han superado el límite anual de dosis establecido en la legislación vigente, de los que 15 casos (10 en instalaciones médicas y cinco en instalaciones industriales) son resultado de las lecturas de los dosímetros que portaban los trabajadores y el resto, es decir 29 casos (todos ellos en instalaciones médicas) corresponden a asignaciones de dosis, debido a que los trabajadores afectados no han recambiado el dosímetro de forma sistemática y reiterada. Para todos ellos se está desarrollando el protocolo de investigación aplicable a estas situaciones.

¹ Dado que los datos dosimétricos se han extraído del Banco Dosimétrico Nacional, el número global de trabajadores expuestos en el país no coincide con la suma de los trabajadores de cada uno de los sectores informados ya que puede ocurrir que haya trabajadores trabajando en distintos sectores a lo largo del año.

Figura 7.1. Distribución de las dosis de las personas expuestas en España durante el año 2004



En la tabla 7.1 se resume la información dosimétrica (número de trabajadores, dosis colectiva y dosis individual media) para cada uno de los sectores laborales considerados dentro de este informe y asimismo en las figuras 7.2 y 7.3 se representan los valores de la dosis colectiva y la dosis individual media en dichos sectores.

Según la información contenida en la citada tabla cabe destacar lo siguiente:

- La mayor contribución a la dosis colectiva de los trabajadores profesionalmente expuestos corresponde a las instalaciones radiactivas médicas (34.758 mSv.persona), siendo estas últimas, asimismo, las más representativas en cuanto al número de trabajadores (71.344 personas, un 80,29% del total).
- Dentro del sector de instalaciones radiactivas, los valores inferiores de dosis individual media se registran en el sector de las instalaciones de investigación (0,56 mSv/año).

- Con objeto de realizar una valoración global de la dosimetría de los trabajadores expuestos en el sector nucleoelectrico español, en las figuras 7.4.a y 7.4.b se muestra la evolución temporal de la dosis colectiva por tipo de reactor y año correspondientes a las centrales nucleares españolas y se comparan con los valores registrados en el ámbito internacional⁽²⁾.

Los resultados obtenidos para este parámetro pueden valorarse positivamente si se tiene en cuenta que:

a) Reactores de agua a presión (PWR):

La tendencia decreciente de la dosis colectiva por reactor que se venía observando en años anteriores se mantiene en el año 2004, consolidándose la tendencia registrada en años anteriores. Durante el año 2004 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidades I y II, Almaraz unidad II y Trillo.

La situación de las dosis ocupacionales en las centrales nucleares españolas está en conso-

² Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- Information System on Occupational Exposure) abarcan hasta el año 2003.

Tabla 7.1. Dosis recibidas por los trabajadores en cada uno de los sectores considerados en el informe anual

Instalaciones	Número de trabajadores	Dosis Colectiva (mSv.persona)	Dosis Individual media (mSv/año)
Centrales nucleares	6.077	3.068	1,31
Instalaciones del ciclo del combustible, de almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat)	1.109	106	0,71
Instalaciones radiactivas			
Médicas	71.344	34.758	1,34
Industriales	6.006	4.693	1,53
Investigación	4.641	1.027	0,56
Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura.			
Vandellós I	5	0,28	0,14
Transporte	65	157	3,08

nancia con la de los países de nuestro entorno tecnológico

b) Reactores de agua en ebullición (BWR):

Durante el año 2004 no se efectuaron paradas de recargas en ninguna de las dos centrales de esta tecnología lo que ha motivado que las dosis colectivas hayan disminuido considerablemente respecto al año anterior, manteniéndose en valores similares a los obtenidos en los años que no ha habido recarga.

Considerando las dosis medias colectivas medias trianuales por reactor y año (figura 2.9.b) se observa un ligero aumento, consecuencia del aumento del término fuente registrado en la central nuclear de Cofrentes, manteniéndose, no obstante en valores similares a los valores de dosis registrados en EEUU, país de referencia para las centrales españolas de esta tecnología.

- La dosis individual media correspondiente a los trabajadores expuestos implicados en actividades de transporte (3,08 mSv/año) es superior a la del

resto de los sectores laborales considerados, siendo 65 el número de trabajadores controlados.

En este sector las dosis se concentran en el transporte de material radiofarmacéutico. Debido a que estos materiales se transportan en bultos pequeños que se cargan y descargan manualmente y a que son muy pocas las empresas que realizan estos transportes, la dosis individual media del sector será normalmente superior, si bien la dosis colectiva es muy pequeña respecto a la de otros.

En el año 2004 ha habido una clara disminución de la dosis individual media en este sector respecto a 2003, así como en la dosis colectiva. El CSN emitió en 2004 diferentes instrucciones a todas las empresas de transporte de material radiactivo, advirtiendo de las medidas que debían implantarse para la reducción de dosis y requiriendo en algunos casos análisis específicos de dosis. Además, se está llevando a cabo un seguimiento especial en el caso de las empresas en las que los trabajadores reciben las dosis más altas.

Figura 7.2. Dosis colectiva y número de trabajadores profesionalmente expuestos por sectores. Año 2004

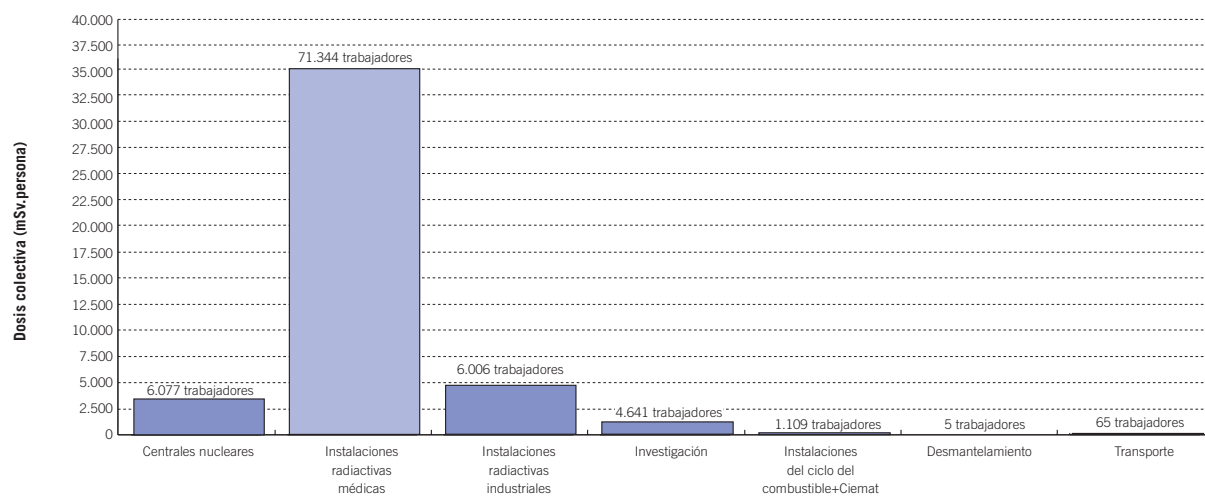


Figura 7.3. Dosis individual media por sectores. Año 2004

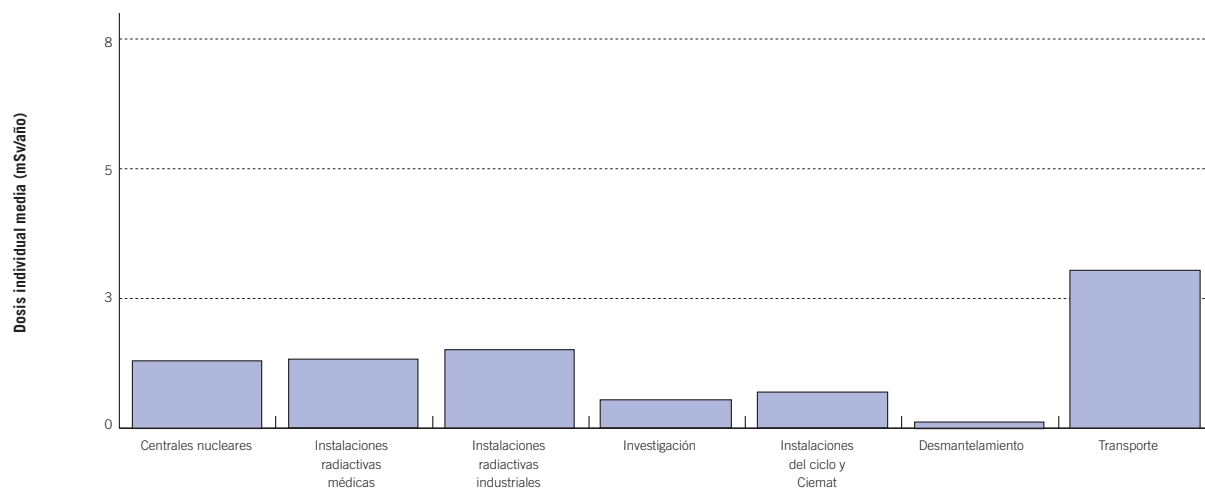
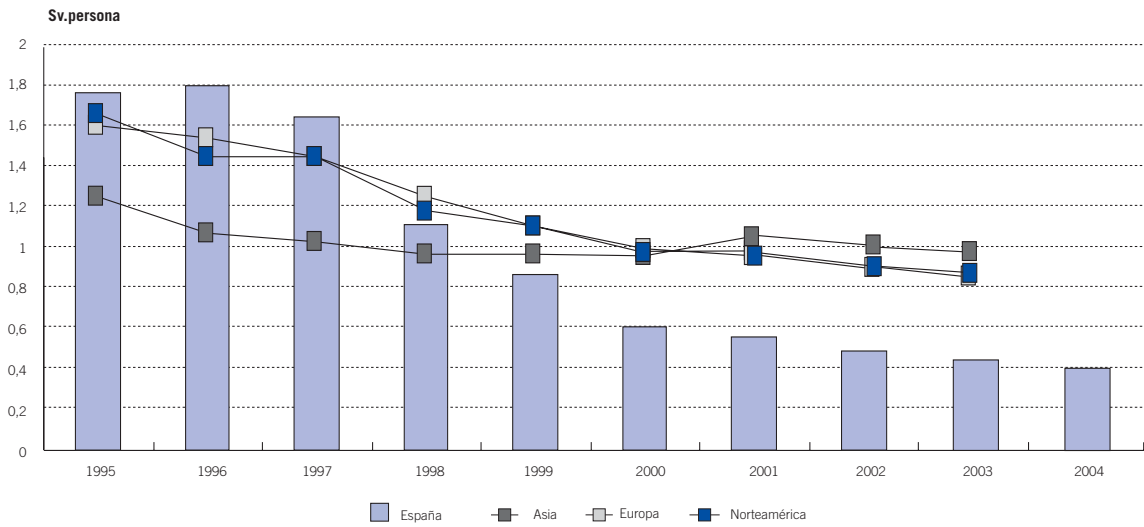
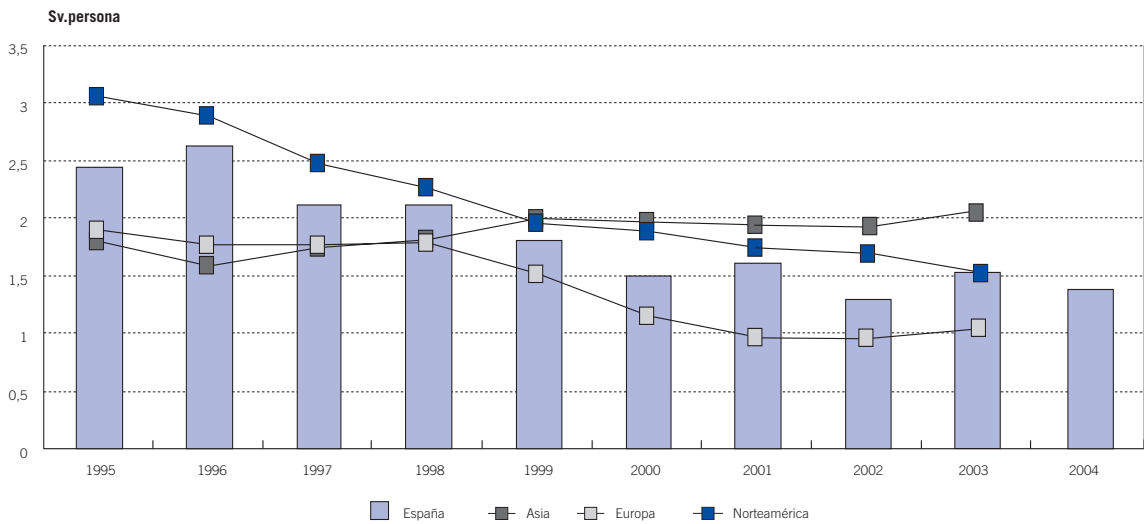


Figura 7.4a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



En la elaboración de esta gráfica se han considerado dosis medias colectivas trianuales para reactores de tipo PWR en cada región de comparación.

Figura 7.4b. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo BWR. Comparación internacional



En la elaboración de esta gráfica se han considerado dosis medias colectivas trianuales para reactores de tipo BWR en cada región de comparación.

7.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental

Entre las funciones asignadas al CSN en el artículo 2º apartado g) de la disposición adicional primera de la Ley 14/1999 de 4 de mayo, *Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, se encuentran: controlar las medidas de protección radiológica del público y del medio ambiente, controlar y vigilar las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa, en las zonas de influencia de estas instalaciones y estimar su impacto radiológico; controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente en todo el territorio nacional, en cumplimiento de las obligaciones internacionales del Estado español en esta materia y colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de la zona de influencia de las instalaciones.

Por otra parte, el Tratado Euratom establece en sus artículos 35 y 36 que cada estado miembro debe disponer de las instalaciones necesarias para controlar la radiactividad ambiental y comunicar regularmente la información relativa a estos controles a la Comisión de la Unión Europea.

En este apartado se describen las actividades llevadas a cabo por el CSN durante el año 2004 en cumplimiento de estas funciones.

Las instalaciones susceptibles de producir vertidos radiactivos significativos están sometidas a autorizaciones administrativas. El CSN en cumplimiento de su función reguladora establece, durante este proceso, los sistemas de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de las instalaciones y los requisitos que deben cumplir los Programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA), para dar cumplimiento a lo requerido en los títulos IV y V del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*. Los titulares de las instalaciones son los responsables de aplicar dichos programas de vigilan-

cia, que deben ser adecuados a las características de cada instalación y de su entorno. El CSN verifica su cumplimiento mediante la evaluación de los resultados, la realización de inspecciones periódicas y la realización de programas de control independiente, bien de modo directo o mediante encomiendas a las comunidades autónomas.

En el resto del territorio nacional el CSN ha establecido y mantiene operativa, en colaboración con otras instituciones, una red de vigilancia radiológica ambiental de ámbito nacional (Revira) para vigilar y mantener la calidad radiológica del medio ambiente. Esta red de vigilancia nacional no asociada a instalaciones, que gestiona el CSN, está constituida por:

- La Red de Estaciones de Muestreo (REM), donde la vigilancia se realiza mediante programas de muestreo y análisis que incluyen programas de vigilancia del medio acuático (aguas continentales y costeras) y programas de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre, llevados a cabo por diferentes laboratorios.
- La Red de Estaciones Automáticas (REA) de medida en continuo, que facilita datos en tiempo real de los valores de concentración de actividad en la atmósfera así como de los niveles de radiación ambiental en distintas zonas del país.

El CSN informa regularmente a la Unión Europea de los resultados de estos programas, remitiendo los datos obtenidos, en soporte informático, a la Dirección General de Medio Ambiente de la Comisión.

Por otro lado, el CSN lleva a cabo un programa periódico de campañas de intercomparación analítica entre laboratorios, para garantizar la homogeneidad y fiabilidad de las medidas de baja actividad, como son las que corresponden a las muestras obtenidas en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

En este capítulo se informa sobre las actividades desarrolladas durante el año 2004 y se presentan

los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental correspondientes al año 2003. Este desfase se debe a que el procesamiento y análisis de las muestras no permite disponer de los resultados de las campañas anuales hasta el segundo trimestre del año siguiente.

De la evaluación de los resultados de dichos programas de vigilancia puede concluirse que los vertidos de las instalaciones representan una pequeña fracción de los límites establecidos y que no se observan variaciones significativas respecto a los valores normalmente obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental, manteniéndose la calidad radiológica del medio ambiente español.

7.2.1. Control y vigilancia de los efluentes radiactivos

El Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes (RPSRI) requiere que las instalaciones que puedan dar lugar a residuos radiactivos dispongan de sistemas adecuados de tratamiento y evacuación, a fin de garantizar que las dosis debidas a los vertidos sean inferiores a los límites establecidos en las autorizaciones administrativas y que se mantengan en valores tan bajos como sea posible.

En las centrales nucleares, según el modelo fijado por el CSN e implantado a comienzos de los noventa, se requiere el establecimiento de un programa para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público debidas a los mismos, tan bajas como sea posible y siempre inferiores a los valores del RPSRI que, tras la trasposición de la Directiva 96/29/Euratom de la UE, son:

1. Un límite de dosis efectiva de 1 mSv por año oficial.
2. Un límite de dosis equivalente para la piel de 50 mSv por año oficial.

Estos límites aplican a la suma de las dosis por exposición externa e interna resultante de la incorporación de radionucleidos durante el período considerado.

El Programa de control de efluentes radiactivos (Procer) se define en las Especificaciones técnicas de funcionamiento y se desarrolla en detalle en el *Manual de cálculo de dosis en el exterior* (MCDE). El MCDE es un documento oficial de explotación que recoge los requisitos de control y vigilancia de los efluentes y de la vigilancia radiológica ambiental. En lo relativo a los efluentes radiactivos incluye, además del Procer, una descripción de las principales vías de vertido, la instrumentación de vigilancia de la radiación, la metodología y parámetros necesarios para la estimación de las dosis al público debidas a los vertidos y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación de todos los requisitos establecidos. El Procer contiene, además de la limitación de vertidos, las acciones a tomar cuando se excedan los límites y condiciones establecidos en el mismo, y los procedimientos necesarios para su adecuada implantación, en este programa se establece:

- La instrumentación de vigilancia de los efluentes radiactivos junto con sus condiciones de operabilidad, programa de pruebas y los puntos de tarado de los monitores, calculados de acuerdo a la metodología establecida en el MCDE.
- Los límites instantáneos de concentración de material radiactivo liberado en los efluentes líquidos, derivados a partir de una dosis efectiva correspondiente a 5 mSv.
- Los límites instantáneos de tasa de dosis debida al material radiactivo liberado en los efluentes gaseosos, derivados a partir de una dosis efectiva correspondientes a 5 mSv.
- Los requisitos de vigilancia, muestreo y análisis de efluentes líquidos y gaseosos, de acuerdo con los títulos IV y V del *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, y según la metodología y parámetros del MCDE.

- Las restricciones operacionales de dosis efectivas para efluentes radiactivos; se establece un valor global de 0,1 mSv en 12 meses consecutivos, distribuido entre los efluentes líquidos y gaseosos, según lo establecido en el MCDE.
- La obligación de estimar cada 31 días la dosis efectiva acumulada en los 12 últimos meses consecutivos, y la dosis proyectada para el mes siguiente, según la metodología y parámetros del MCDE.
- Las condiciones de operabilidad de los sistemas de tratamiento.

Las restantes instalaciones tienen establecidos programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación. La tabla 7.2 contiene un resumen de los límites establecidos para los vertidos radiactivos de las instalaciones y la tabla 7.3, un resumen de los programas de muestreo y análisis aplicables a los efluentes radiactivos de las centrales nucleares.

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN los datos relativos a los vertidos radiactivos líquidos y gaseosos, así como las dosis estimadas como consecuencia de estas emisiones, en los informes periódicos de explotación. El CSN remite regular-

Tabla 7.2. Límites de vertido. Efluentes radiactivos

	Límites	Vertido	Variable	Valor
Centrales nucleares	Límites	Gases	Tasa de dosis	5 mSv/a
	instantáneos	Líquidos	Concentración	5 mSv/a (1)
	Restricciones	Total	Dosis efectiva	0,1 mSv/a
	operacionales	Gases	Dosis efectiva	0,08 mSv/a (2)
		Líquidos	Dosis efectiva	0,02 mSv/a (2)
El Cabril	Límites dosis	Gases (3)	Dosis efectiva	0,01 mSv/a
Ciemat	Límites instantáneos	Líquidos (4)	Concentración de actividad de cada isótopo	1/10 RPSRI (5)
			Concentración de actividad de mezcla desconocida	1,1 kBq/m ³
Juzbado	Límites anuales	Gases	Actividad α total	0,19 GBq/a
		Líquidos	Actividad α total	12,03 GBq/a
	Límites instantáneos	Líquidos	Concentración máxima actividad α total	0,22 MBq/m ³
Quercus	Incremento sobre fondo del río	Líquidos	Concentración de actividad Ra-226	3,75 Bq/m ³
	Límite anual	Líquidos	Actividad de Ra-226	1,64 GBq/a
	Límite anual	Gases	Concentración media polvo de mineral	15 mg/m ³
	Límite anual	Gases	Concentración media polvo de concentrado	5 mg/m ³
	Límite dosis	Total	Dosis efectiva	0,3 mSv/a

(1) Valores de concentración derivados de una dosis efectiva al público de 5 mSv/a.

(2) Valores genéricos, el reparto entre líquidos y gases es diferente en algunas instalaciones.

(3) Vertido nulo para líquidos.

(4) Vertido nulo para gases.

(5) Valores de concentración derivados del límite de dosis efectiva al público del RPSRI.

Tabla 7.3. Programas de muestreo y análisis de los vertidos de las centrales nucleares

Tipo de vertido	Frecuencia de muestreo	Frecuencia mínima de análisis	Tipo de análisis
Efluentes líquidos			
Emisión en tandas	Cada tanda	Cada tanda	Emisores gamma I-131
	Una tanda al mes	Mensual	Emisores gamma (gases disueltos)
	Cada tanda	Mensual compuesta	H-3 Alfa total
	Cada tanda	Trimestral compuesta	Sr-89/90
Descarga continua	Continuo	Semanal compuesta	Emisores gamma I-131
	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma (gases disueltos)
	Continuo	Mensual compuesta	H-3 Alfa total
	Continuo	Trimestral compuesta	Sr-89/90
Efluentes radiactivos gaseosos			
Descarga continua y purgas contención	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma H-3
	Muestra continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Muestra continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Muestra continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
	Muestra continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90
Off-gas (BWR)/tanques de gases	Muestra puntual	Mensual/cada tanque	Emisores gamma
	Continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
	Continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90

mente a la Comisión de la Unión Europea los datos relativos a los vertidos radiactivos, los cuales se incluyen en sus publicaciones periódicas junto con los facilitados por los demás estados miembros.

El CSN revisa estos datos, verificando el cumplimiento de los límites y condiciones establecidos y realiza un seguimiento de las tendencias de los ver-

tidos, a fin de detectar incidencias operacionales y verificar el adecuado funcionamiento de los sistemas de tratamiento; para ello se han definido unos valores internos de referencia en base a la experiencia operativa de las instalaciones; si se superan estos valores se solicita a la instalación información sobre las posibles actividades que han originado el incremento en los efluentes. El control regulador se

complementa, además, con las inspecciones sobre los efluentes radiactivos que periódicamente realiza el CSN a estas instalaciones.

Los vertidos radiactivos de las instalaciones durante el año 2004 se mantuvieron, dentro de los valores habituales y son equiparables a los de las otras instalaciones europeas y americanas, como se deduce de los datos incluidos en el apartado 2.1.1.9 de este informe.

Cada mes se realizan cálculos de las dosis debidas a los vertidos radiactivos de las instalaciones para verificar el cumplimiento de los límites establecidos, aplicando siempre criterios y valores muy conservadores; la metodología e hipótesis utilizadas son comunes para cada tipo de instalación, a excepción de aquellos parámetros específicos del emplazamiento. Los valores obtenidos durante el año 2004 son, como en años anteriores, muy inferiores a los límites de dosis para el público y representan una pequeña fracción de los límites de vertido.

Por otro lado, para dar cumplimiento al RPSRI, se está efectuando el cálculo de una forma lo más realista posible de las dosis al público correspondientes al año 2004.

7.2.2. Vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones

7.2.2.1. Programas desarrollados por los titulares

En las centrales nucleares se requiere el establecimiento de un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) que proporcione datos sobre los niveles de radiactividad en las vías potenciales de exposición más importantes para las personas en cada emplazamiento, y que permita verificar la idoneidad de los programas de vigilancia de efluentes y de los modelos de transferencia de los radionucleidos en el medio ambiente.

El PVRA se define en las especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF) y se desarrolla, junto con el Programa de Control de Efluentes Radiactivos (Procer), en el *Manual de cálculo de dosis en el exterior* (MCDE). El PVRA debe incluir un programa de muestreo, análisis y medida que proporcione información sobre radionucleidos existentes en el medio ambiente, un censo del uso de la tierra y el agua y un programa de control de calidad analítico de acuerdo con la metodología y parámetros del MCDE de cada instalación. En dicho documento se establecen, para cada uno de estos aspectos, los requisitos de vigilancia y las acciones a tomar en caso de que se produzcan modificaciones respecto a lo especificado en el mismo, o bien se excedan los límites y condiciones establecidos. Asimismo, se incluyen los niveles de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales, establecidos por el CSN a partir de los límites de efluentes, los requisitos sobre las capacidades de detección para los análisis de muestras ambientales y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación del programa.

Las restantes instalaciones tienen implantados programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación.

Los titulares de las instalaciones son los responsables de ejecutar estos programas de vigilancia cuyo diseño se basa en las directrices del CSN y tiene en cuenta el tipo de instalación y las características del emplazamiento, tales como demografía, usos de la tierra y el agua y hábitos de la población.

Para el desarrollo de los programas de vigilancia se lleva a cabo la recogida y análisis de muestras en las principales vías de transferencia a la población. En la tabla 7.4 se incluye un resumen de los programas de vigilancia implantados en las centrales nucleares y en la tabla 7.5 el resumen corresponde a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear y centros de investigación.

Tabla 7.4. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las centrales nucleares

Tipo de muestra	Frecuencia de muestreo	Análisis realizados
Aire	Muestreo continuo con cambio de filtro semanal	Actividad beta total Sr-90 Espectrometría γ I-131
Radiación directa	Cambio de dosímetros después de un período de exposición máximo de un trimestre	Tasa de dosis integrada
Agua potable	Muestreo quincenal o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Sr-90 Tritio Espectrometría γ
Agua de lluvia	Muestreo continuo con recogida de muestra mensual	Sr-90 Espectrometría γ
Agua superficial y subterránea	Muestreo de agua superficial mensual o de mayor frecuencia y de agua subterránea trimestral o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Tritio Espectrometría γ
Suelo, sedimentos y organismos indicadores	Muestreo de suelo anual y sedimentos y organismos indicadores semestral	Sr-90 Espectrometría γ
Leche y cultivos	Muestreo de leche quincenal en época de pastoreo y mensual el resto del año y cultivos en época de cosechas	Sr-90 Espectrometría γ I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Muestreo semestral	Espectrometría γ

Las instalaciones que en la actualidad se encuentran en fase de desmantelamiento y/o clausura desarrollan un programa de vigilancia radiológica ambiental adaptado a su situación y al tipo de instalación, estas instalaciones son: la central nuclear Vandellós I, la planta de tratamiento de minerales de uranio Lobo-G y la fábrica de concentrados de uranio de Andújar (FUA). En la tabla 7.6 se presenta un resumen de los mismos.

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN información sobre el desarrollo del PVRA y datos relativos a éste en los informes periódicos de explotación y en un informe anual. Los resultados

de los PVRA son evaluados por el CSN que también realiza auditorías e inspecciones periódicas relativas a los mismos. La Comisión de la UE puede efectuar visitas de verificación a las instalaciones de acuerdo con el artículo 35 del Tratado Euratom.

Los resultados obtenidos en la campaña de 2003 en estos programas, que se presentan en los apartados 2.1.1.9 (centrales nucleares), 2.2 (instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación) y 5 (instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura), respectivamente, son similares a los de años anteriores y la

Tabla 7.5 Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones del ciclo de combustible y centro de investigación

Tipo de muestra	Tipos de análisis			
	Juzbado	Ciemat	El Cabril	Planta Quercus
Aire	Actividad α total	Actividad α	Actividad β total	Actividad α total
	Espectrometría α	Actividad β total	Sr-90	U total
	de uranio	I-131	Espectrometría γ	Th-230, Ra-226,
		Sr-90	H-3	Pb-210
		Espectrometría γ	C-14	Radón (Rn-222 y descendientes)
	H-3			
Radiación directa	Tasa de dosis integrada		Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada
Aguas subterránea, superficial y potable	Actividad α total	(sólo agua superficial)	Actividad β total	Actividad α total
	Actividad β total y β resto (en superficial y potable)	Actividad α total	Actividad β resto	Actividad β total y β resto (en superficial)
	Espectrometría α	Actividad β total	Sr-90	U natural
	de uranio	Actividad β resto	Espectrometría γ	Th-230, Ra-226,
	(excepto en sondeos)	I-131	H-3	Pb-210
		Sr-90	C-14	
		Espectrometría γ	Tc-99	
		H-3	I-129	
Suelo	Actividad α total	Sr-90	Sr-90	Actividad α total
	Espectrometría α de uranio	Espectrometría γ	Espectrometría γ	U total
				Th-230, Ra-226, Pb-210
Sedimentos y organismos indicadores	Actividad α total	Sr-90	Actividad β total	Actividad α total
	Espectrometría α	(en sedimentos)	(sedimentos)	Actividad β total
	de uranio	Espectrometría γ	Sr-90 (organismos indic.)	U total
			Espectrometría γ	Th-230, Ra-226,
			H-3 (organismos indic.)	Pb-210
			C-14 (organismos indic.)	
Alimentos	Actividad α total	I-131 (en leche y vegetales de hoja ancha)	Sr-90 (peces y carne)	Actividad α total
	Espectrometría α		Espectrometría γ	Actividad β total (peces)
	de uranio	Sr-90 (en leche y cultivos)		U total
		Espectrometría γ		Th-230, Ra-226, Pb-210

calidad medioambiental alrededor de las instalaciones se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista

riesgo para las personas como consecuencia de su operación o de las actividades de desmantelamiento y/o clausura desarrolladas.

Tabla 7.6. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones en desmantelamiento y clausura

Tipo de muestras	Tipos de análisis		
	Central nuclear Vandellós I	Lobo G	FUA
Aire	Actividad β total	Actividad α total	Flujo de Rn-222
	Sr-90	U total	en la superficie del
	Espectrometría γ	Th-230	dique restaurado
	C-14	Ra-226	
	H-3	Pb-210	
		Rn-222 y descendientes	
Radiación directa	Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada	
Aguas: subterránea y superficial	(Sólo agua de mar)	Actividad α total	Actividad α total
	Actividad β total	Actividad β total	Actividad β total
	Actividad β resto	Actividad β resto	Actividad β resto
	Espectrometría γ	U total	Th-230, Ra-226,
	H-3	Th-230	Ra-228, Pb-210
		Ra-226	U total
		Pb-210	Espectrometría α
			de uranio
Agua profunda	Espectrometría γ		
	Sr-90		
	Am-241		
	Pu-238		
Agua de lluvia	Espectrometría γ		
	H-3		
	Sr-90		
Suelo	Sr-90		
	Espectrometría γ		
Sedimentos organismos indicadores y agua de playa	Sr-90		
	Espectrometría γ		
	Pu-238		
	Am-241		
Alimentos	Sr-90		
	Espectrometría γ		
	Pu-238 (peces y mariscos)		
	Am-241 (peces y mariscos)		

7.2.2.2. Vigilancia radiológica independiente del CSN en el entorno de las instalaciones

A la vigilancia radiológica ambiental que realizan los titulares de las instalaciones en la zona de influencia de las mismas, el CSN superpone sus

propios programas independientes de control (muestreo y análisis radiológicos), que lleva a cabo bien directamente o a través de los programas encomendados a las comunidades autónomas de Cataluña y Valencia. Los puntos de muestreo, el

tipo de muestras y los análisis realizados coinciden con los efectuados por los titulares.

En 1998 se inició la revisión de estos programas, modificándose su alcance, de modo que represente en torno al 5% del PVRA desarrollado en cada instalación. Asimismo, se promovió la participación en su desarrollo, mediante acuerdos de colaboración específicos, de los laboratorios de medida de la radiactividad ambiental integrados en la Red de estaciones de muestreo (REM), ubicados en las mismas comunidades autónomas que las correspondientes instalaciones. La implantación de estos nuevos programas, denominados Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental Independientes (PVRAIN), tuvo lugar en 1999.

7.2.2.3. Programas de vigilancia realizados directamente por el CSN

En el año 2003 los programas de vigilancia independiente del CSN fueron realizados por los laboratorios que se indican a continuación:

- Laboratorio de medidas ambientales del Ciemat (PVRAIN de las centrales nucleares José Cabrera y Trillo).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de León (PVRAIN de la central nuclear Santa María de Garoña).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Cáceres (PVRAIN de la central nuclear de Almaraz).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Salamanca (PVRAIN de las instalaciones de Juzbado y Quercus).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Badajoz (PVRAIN de la instalación Lobo-G).

- Laboratorio de radioquímica y radiología ambiental de la Universidad de Granada, Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Málaga y Departamento de física atómica, molecular y nuclear de la Universidad de Sevilla (PVRAIN de las instalaciones de El Cabril y la FUA).

Se llevaron a cabo los programas aprobados para el año 2003, recogiendo muestras de agua potable, agua superficial, agua subterránea y de sondeos, suelo, sedimentos de orilla y de fondo, organismos indicadores, leche, carne, vegetales de consumo humano, peces y miel, de acuerdo con las características de cada PVRA.

Los resultados de estos programas son en general equivalentes a los obtenidos en los correspondientes PVRA de las diferentes instalaciones, sin desviaciones significativas.

7.2.2.4. Programa de vigilancia encomendado a la Generalidad de Cataluña

La vigilancia radiológica ambiental independiente en la zona de influencia de las centrales nucleares de Ascó I y II, Vandellós I y Vandellós II, está encomendada por el CSN a la Generalidad de Cataluña.

Los servicios técnicos de esta comunidad autónoma realizaron el programa aprobado para el año 2003. Los resultados obtenidos fueron remitidos al Consejo de acuerdo con el procedimiento técnico-administrativo vigente.

Se recogieron muestras de aire, agua de lluvia, suelo, agua subterránea, agua potable, agua superficial de mar y de río, sedimentos, arena de playa, organismos indicadores, leche de cabra y vaca, carne, vegetales de consumo humano, miel, peces y mariscos, así como dosímetros de termoluminiscencia.

Los análisis de las muestras fueron realizados por los siguientes laboratorios:

- Laboratorio de Radiología Ambiental de la Universidad de Barcelona.
- Laboratorio de Análisis de Radiactividad de la Universidad Politécnica de Cataluña.

La evaluación de los resultados correspondientes a la campaña de 2003 indica que son en general equivalentes a los obtenidos en los diferentes programas de vigilancia radiológica ambiental de las distintas instalaciones, sin desviaciones significativas.

7.2.2.5. Programa de vigilancia encomendado a la Generalidad de Valencia

La vigilancia radiológica ambiental de la zona de influencia de la central nuclear de Cofrentes está encomendada por el CSN a la Generalidad Valenciana.

Los servicios técnicos de esta comunidad autónoma realizaron durante el año 2003 el programa previsto para ese período. Los resultados obtenidos fueron remitidos al CSN de acuerdo con el procedimiento técnico-administrativo vigente.

Durante el año se recogieron muestras de aire, agua potable, agua de lluvia, suelo, agua superficial, agua subterránea, sedimentos, leche de vaca, leche de cabra, vegetales de consumo humano, carne, huevos, peces, organismos indicadores y miel, así como dosímetros de termoluminiscencia.

Los análisis de las muestras fueron realizados por los siguientes laboratorios:

- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Valencia.
- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad Politécnica de Valencia.

La evaluación de los resultados correspondientes a la campaña de 2003, indica que son en general equi-

valentes a los que se obtienen a través del PVRA de la instalación, sin desviaciones significativas.

7.2.3. Vigilancia del medio ambiente fuera del entorno de las instalaciones

La red de vigilancia radiológica fuera de la zona de influencia de las instalaciones, Revira, empezó a desarrollarse en 1985. El Consejo de Seguridad Nuclear lleva a cabo la vigilancia del medio ambiente de ámbito nacional, contando con la colaboración de otras instituciones. Esta red está integrada por estaciones automáticas para la medida en continuo de la radiactividad de la atmósfera y por estaciones de muestreo donde se recogen, para su análisis posterior, muestras de aire, suelo, agua y alimentos. Los programas de vigilancia tienen en cuenta los acuerdos alcanzados por los países miembros de la Unión Europea para dar cumplimiento a los artículos 35 y 36 del Tratado de Euratom. Se dispone de resultados de todas estas medidas desde el año 1993 y de las aguas continentales desde 1984. Ante las distintas prácticas seguidas por los estados miembros, la Comisión de la Unión Europea elaboró la recomendación de 8 de junio de 2000 en la que se establece el alcance mínimo de los programas de vigilancia para cumplir con el artículo 36 mencionado.

En dicha recomendación se considera el desarrollo de dos redes de vigilancia:

- Una Red Densa, con numerosos puntos de muestreo, de modo que quede adecuadamente vigilado todo el territorio de los estados miembros. En España, esta red se corresponde con la que se comenzó a implantar en el año 1985 y que ha sufrido diversas ampliaciones, siendo la última la realizada en el año 2000 en la que se incluyó la recogida de muestras de leche y agua potable.
- Una Red Espaciada, constituida por muy pocos puntos de muestreo, donde se requieren unos

límites inferiores de detección muy bajos, de modo que se obtengan valores por encima de estos, para poder seguir la evolución de las concentraciones de actividad a lo largo del tiempo. Esta red se implantó en el año 2000 para muestras de aire, agua potable, leche y la denominada dieta tipo, y está constituida por cinco puntos de muestreo.

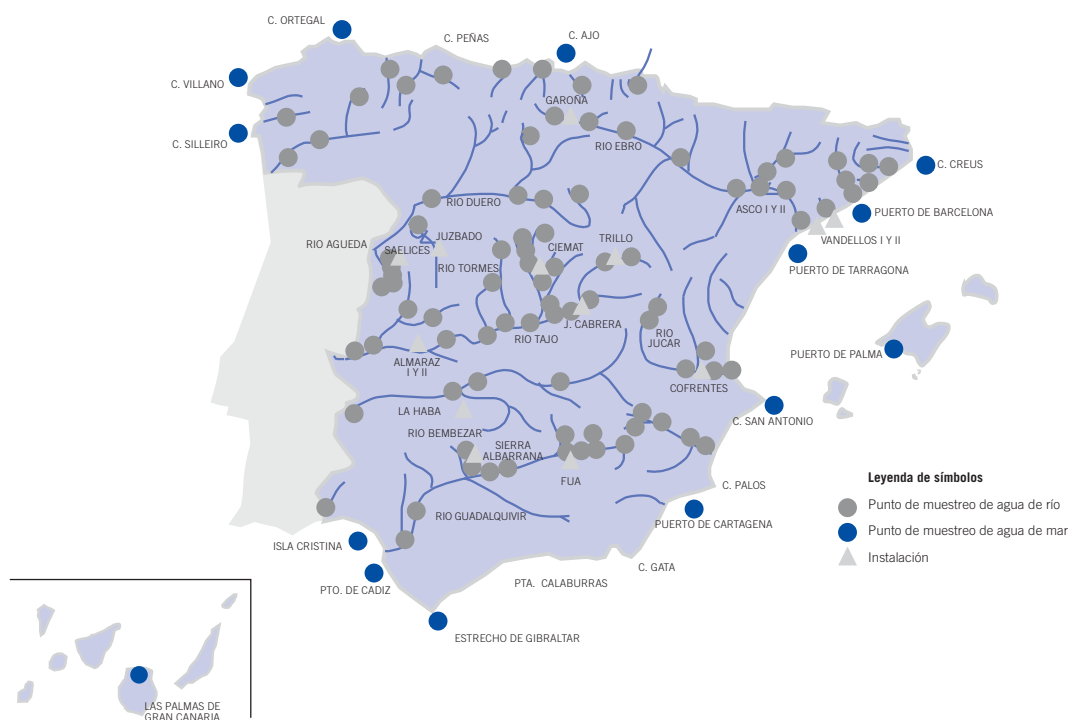
7.2.3.1. Red de estaciones de muestreo (REM) Programa de vigilancia radiológica de las aguas continentales españolas

El Consejo de Seguridad Nuclear mantiene un acuerdo específico con el Ministerio de Fomento (antes Mopu) desde 1987 que desarrolla el acuerdo marco de colaboración firmado en 1984 entre ambos organismos, relativo a la vigilancia radiológica permanente de las aguas de todas las cuencas de los ríos españoles.

El Cedex (Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas) dependiente del Ministerio de Fomento, lleva a cabo un programa de recogida y análisis periódicos de las aguas de los ríos, determinándose en cada una de las muestras los índices de actividad alfa y beta totales y el denominado beta resto, que corresponde al parámetro beta total una vez restada la contribución del Potasio-40, radionucleido natural muy abundante. Asimismo se realiza la determinación de actividad de tritio y de las actividades de los posibles radionucleidos artificiales por espectrometría gamma. En la figura 7.5 se presentan los principales puntos que constituyen la red de vigilancia de las aguas continentales.

Los resultados de las medidas radiológicas realizadas durante el año 2003 en estas muestras, confirman el comportamiento observado a lo largo de los años en las distintas cuencas, siendo los hechos más destacables los siguientes:

Figura 7.5. Red de estaciones de muestreo del CSN de aguas continentales y costeras



- Los valores de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto reflejan, fundamentalmente, las características geográficas y geológicas de los suelos por donde discurren los diferentes tramos fluviales; además los valores pueden estar afectados por la incidencia de los vertidos urbanos, que incrementan el contenido en materia orgánica, así como la existencia en sus márgenes de zonas de cultivos, cuyos abonos podrían ser arrastrados al cauce de los ríos y, ocasionalmente, detectarse los isótopos que acompañan a esos materiales como Potasio-40 y descendientes de la serie del Uranio-238.
- Como en años anteriores, la mayor actividad alfa corresponde al río Águeda, afluente del Duero, consecuencia de su paso por los terrenos uraníferos de Saelices el Chico y las explotaciones de la planta Quercus. En el río Tajo los valores de este índice son también algo más elevados en las estaciones de Aranjuez y posteriores, que reflejan las características del terreno y las actividades agrícolas señaladas.
- En los índices de actividad beta, las estaciones situadas aguas abajo de grandes núcleos de población son las que registran los valores más altos como consecuencia de los vertidos urbanos, observándose en muchas de las cuencas un ligero enriquecimiento desde la cabecera hasta su desembocadura (Duero, Tajo, Guadalquivir, Segura y Ebro).
- Respecto a otros isótopos de origen artificial, y como viene sucediendo habitualmente en todas las cuencas, durante el año 2003 los radionucleidos emisores gamma de procedencia artificial se mantuvieron por debajo de sus correspondientes límites de detección.
- En cuanto a los valores de la concentración de tritio, se detecta en ocasiones el efecto de los vertidos de las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera y de Almaraz en el Tajo, y de la pri-

mera de ellas, en el Júcar a través del trasvase Tajo-Segura; así como de la central de Ascó en el Ebro. Estos valores son siempre objeto de seguimiento por el CSN, no son significativos desde el punto de vista radiológico y no representan un riesgo para la población y el medio ambiente, ya que se sitúan por debajo de los valores de referencia admisibles.

Uno de estos valores se obtuvo en una muestra puntual recogida en el mes de noviembre de 2003 en el río Tajo en una estación aguas abajo del vertido de la central nuclear de Trillo y muy próxima al canal de descarga.

De esta situación ya se informó en su momento (Informe Anual 2003). Este incremento fue objeto de seguimiento pudiéndose relacionar la práctica simultaneidad del vertido de efluentes líquidos con la toma de la muestra a escasa distancia de este punto, sin que se hubiese producido apenas dilución.

Programa de vigilancia radiológica de las aguas costeras españolas

El programa de vigilancia radiológica ambiental en las aguas costeras españolas se inició en 1993, año en que se firmó el primer convenio entre el Consejo de Seguridad Nuclear y el Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas (Cedex), para la implantación de esta red de vigilancia.

Las zonas de muestreo están situadas a una distancia de la costa de diez millas, con excepción de las muestras que se recogen en las bocanas de los puertos; las muestras corresponden a la capa de agua superficial, realizándose análisis de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto, espectrometría gamma y tritio.

Durante el año 2003 se recogieron muestras en los 14 puntos que se indican en la figura 7.5. Los valores de cada determinación analítica son bastante homogéneos en todos los puntos de muestreo y similares a anteriores campañas. La mayor

variabilidad se da en el tritico donde se obtienen valores ligeramente más elevados en alguno de los puntos situados en el mar Mediterráneo. En el índice de actividad beta resto no se detectó ningún valor por encima del LID en ninguna muestra del año 2003. Como en años anteriores, tampoco se han detectado isótopos artificiales emisores gamma en ninguna de las muestras analizadas.

Programa de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre

Para el desarrollo de este programa, el CSN suscribió acuerdos específicos con laboratorios de distintas universidades desde el año 1992. Durante el año 2003 colaboraron 20 laboratorios entre las redes densa y espaciada, distribuidos tal como se indica en la figura 7.6.

Durante el año 2000 se revisó el programa de vigilancia llevado a cabo en la denominada red densa tomándose muestras de aire, suelo, agua potable y leche, en puntos de muestreo situados en el entorno de los campus universitarios excepto en el caso de la leche en el que se recogen en dos puntos representativos de la producción nacional. La red espaciada se fue implantando a lo largo de dicho año con la compra de los equipos y la puesta a punto de las técnicas de muestreo y analíticas necesarias, empezando a obtenerse los primeros resultados provisionales y estando completamente operativa en el año 2001. En la tabla 7.7 se incluye un resumen de estos programas.

En las tablas 7.8 a 7.17 se presenta un resumen de los resultados de las medidas de muestras de aire,

Figura 7.6. Red de estaciones de muestreo del CSN de atmósfera y medio terrestre: redes densa y espaciada

LABORATORIOS

1992

Bilbao: ETSII y Telecom
Santander: Universidad de Cantabria
León: Universidad de León
Salamanca: Universidad de Salamanca
Badajoz: Universidad de Extremadura
Cáceres: Universidad de Extremadura
Madrid: Universidad Politécnica de Madrid
Sevilla: Universidad de Sevilla
Málaga: Universidad de Málaga
Granada: Universidad de Granada
Valencia: Universidad de Valencia
Valencia: Universidad Politécnica
Palma de Mallorca: Universidad Islas Baleares
Tenerife: Universidad de la Laguna

1997

Ciudad Real: Universidad de Castilla-La Mancha
La Coruña: Universidad Politécnica
Oviedo: ETSI Minas
Zaragoza: Universidad de Zaragoza

2000

Ciemat
Barcelona: Universidad Politécnica de Cataluña

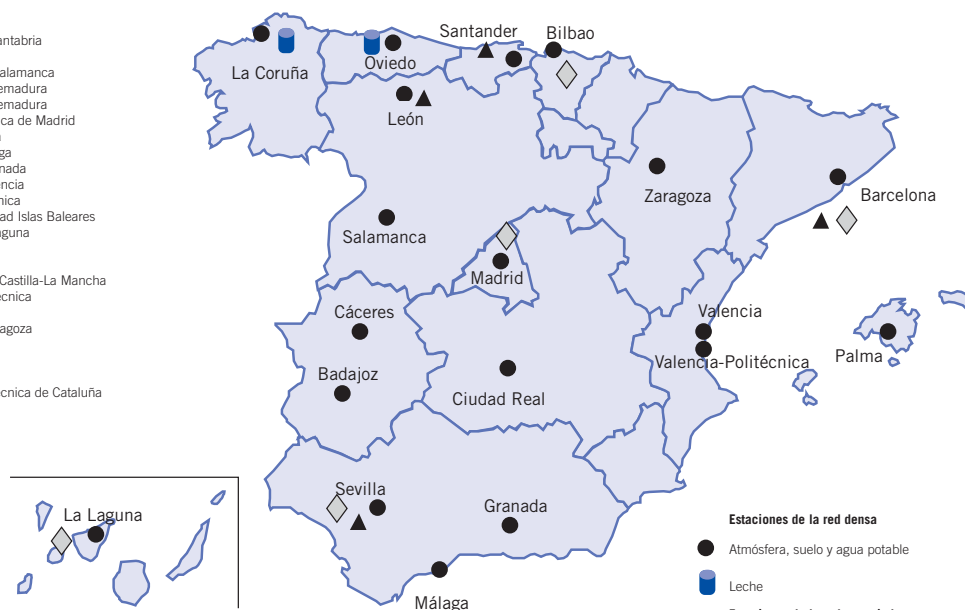


Tabla 7.7. REM: Programa de vigilancia radiológica ambiental de la atmósfera y medio terrestre

Tipo de muestra	Análisis realizados	
	Red densa	Red espaciada
Aire	Actividad α total Actividad β total Sr-90 Espectrometría γ I-131	Cs-137 Be-7
Suelo	Actividad β total Espectrometría γ Sr-90	
Agua potable	Actividad α total Actividad β total Espectrometría γ Sr-90	Actividad α total Actividad β total Actividad β resto H-3 Sr-90 Cs-137 Isótopos naturales
Leche	Espectrometría γ Sr-90	Sr-90 Cs-137 K-40
Dieta tipo		Sr-90 Cs-137

Tabla 7.8. Resultados REM. Aire (Bq/m³). Año 2003

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Beta total (*)	Sr-90 (*)
Extremadura (Badajoz)	1,77 10 ⁻⁴	4,18 10 ⁻⁴	8,60 10 ⁻⁶
Islas Baleares	4,72 10 ⁻⁵	4,27 10 ⁻⁴	< LID
Extremadura (Cáceres)	2,64 10 ⁻⁵	3,11 10 ⁻⁴	< LID
Coruña (Ferrol)	5,16 10 ⁻⁵	6,80 10 ⁻⁴	4,05 10 ⁻⁶
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	9,57 10 ⁻⁵	7,37 10 ⁻⁴	< LID
Cantabria	3,35 10 ⁻⁵	4,49 10 ⁻⁴	5,05 10 ⁻⁵
Granada	1,44 10 ⁻⁴	5,33 10 ⁻⁴	1,51 10 ⁻⁶
León	1,67 10 ⁻⁴	5,77 10 ⁻⁴	8,50 10 ⁻⁷
La Laguna	2 10 ⁻⁴	–	4,39 10 ⁻⁶
Politécnica de Madrid	9,78 10 ⁻⁵	5,28 10 ⁻⁴	< LID
Málaga	6,46 10 ⁻⁵	7,76 10 ⁻⁴	1,72 10 ⁻⁶
Oviedo	1,28 10 ⁻⁴	5,67 10 ⁻⁴	< LID
Bilbao	7,21 10 ⁻⁵	–	1,67 10 ⁻⁶
Salamanca	5,47 10 ⁻⁵	3,31 10 ⁻⁴	< LID
Sevilla	8,43 10 ⁻⁵	4,21 10 ⁻⁴	1,13 10 ⁻⁶
Valencia	1,48 10 ⁻⁴	5,44 10 ⁻⁴	< LID
Politécnica de Valencia	8,21 10 ⁻⁵	6,78 10 ⁻⁴	< LID
Zaragoza	4,15 10 ⁻⁵	5,61 10 ⁻⁴	1,07 10 ⁻⁶

(*) Todos estos datos son inferiores al valor de 5,00 10⁻³ Bq/m³ establecido por la UE. Los resultados inferiores a este valor no se incluyen en los informes periódicos que la Comisión emite acerca de la Vigilancia Radiológica Ambiental realizada por los Estados miembros.

Tabla 7.9. Resultados REM. Aire con muestreador alto flujo (Bq/m³, Cs-137). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	7,64 10 ⁻⁷ (5,20 10 ⁻⁷ – 1,15 10 ⁻⁶)	5/52	4,99 10 ⁻⁷
Bilbao	4,05 10 ⁻⁷ (1,90 10 ⁻⁷ – 8,00 10 ⁻⁷)	21/52	2,57 10 ⁻⁷
La Laguna	1,26 10 ⁻⁶ (5,30 10 ⁻⁷ – 3,38 10 ⁻⁶)	13/52	6,86 10 ⁻⁷
Madrid - Ciemat	3,78 10 ⁻⁷ (1,70 10 ⁻⁷ – 1,43 10 ⁻⁶)	17/52	2,91 10 ⁻⁷
Sevilla	1,34 10 ⁻⁶ (1,00 10 ⁻⁶ – 1,68 10 ⁻⁶)	2/52	9,70 10 ⁻⁷

Tabla 7.10. Resultados REM. Suelo (Bq/kg seco). Año 2003

Universidad	Concentración actividad media		
	Beta total	Sr-90	Cs-137
Extremadura (Badajoz)	–	–	5,44 10 ⁻¹
Islas Baleares	8,86 10 ²	3,34	9,60
Extremadura (Cáceres)	8,40 10 ²	3,40	1,25 10 ¹
Coruña (Ferrol)	1,30 10 ³	2,31	3,41 10 ¹
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	3,41 10 ²	–	1,08 10 ¹
Cantabria	6,30 10 ²	1,70	6,00
Granada	1,32 10 ³	1,06 10 ¹	4,66 10 ¹
León	3,21 10 ²	9,13 10 ⁻¹	1,20 10 ¹
La Laguna	3,13 10 ²	2,00 10 ¹	1,63 10 ¹
Politécnica de Madrid	1,07 10 ³	5,42	1,05
Málaga	1,21 10 ³	1,59	2,69
Oviedo	5,28 10 ²	2,94	2,30 10 ¹
Bilbao	9,24 10 ²	3,82 10 ⁻¹	3,32
Salamanca	9,39 10 ²	–	3,97
Sevilla	2,15 10 ²	4,45 10 ⁻¹	1,66
Valencia	7,65 10 ²	1,02	3,30
Politécnica de Valencia	7,17 10 ²	3,59	4,92 10 ¹
Zaragoza	9,94 10 ¹	7,21 10 ⁻¹	1,48

Tabla 7.11. Resultados REM. Agua potable (Bq/m³). Año 2003

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Betal total	Sr-90
Extremadura (Badajoz)	< LID	9,53 10 ¹	9,33
Islas Baleares	2,56 10 ¹	9,28 10 ¹	< LID
Barcelona*	2,25 10 ¹	2,53 10 ²	3,79
Extremadura (Cáceres)	1,80 10 ¹	9,74 10 ¹	7,29
Coruña (Ferrol)	< LID	3,77 10 ¹	< LID
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	< LID	1,19 10 ²	5,18 10 ¹
Cantabria	< LID	1,20 10 ²	1,40 10 ¹
Granada	1,04 10 ¹	3,43 10 ¹	2,62 10 ¹
León	3,23 10 ¹	3,10 10 ¹	< LID
La Laguna*	1,45 10 ²	3,65 10 ²	7,19 10 ¹
Politécnica de Madrid	3,42	3,78 10 ¹	< LID
Madrid-Ciemat*	4,87	3,93 10 ¹	3,69
Málaga	2,48 10 ¹	1,30 10 ²	9,79
Oviedo	1,47 10 ¹	2,63 10 ¹	6,09
Bilbao*	4,57	3,97 10 ¹	6,04
Salamanca	3,00	5,67 10 ¹	< LID
Sevilla*	< LID	7,31 10 ¹	4,48
Valencia	4,26 10 ¹	6,29 10 ¹	< LID
Politécnica de Valencia	5,30 10 ¹	1,00 10 ²	3,65
Zaragoza	1,58	1,02 10 ²	1,23 10 ¹

(*) Análisis incluidos en la red espaciada.

Tabla 7.12. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (H-3 Bq/m³). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	<LID	0/12	1,65 10 ³
Bilbao	1,12 10 ³ (1,12 10 ³ – 1,13 10 ³)	2/12	8,40 10 ²
La Laguna	<LID	0/11	1,44 10 ¹
Madrid - Ciemat	3,77 10 ³	1/12	3,72 10 ³
Sevilla	< LID	0/12	1,73 10 ³

Tabla 7.13. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (Cs-137 Bq/m³). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	< LID	0/12	2,91 10 ⁻²
Bilbao	2,55 10 ⁻²	1/12	2,01 10 ⁻²
La Laguna	< LID	0/12	1,54 10 ⁻¹
Madrid - Ciemat	2,12 10 ⁻² (9,83 10 ⁻³ – 6,47 10 ⁻²)	10/12	1,29 10 ⁻²
Sevilla	4,60 10 ⁻¹	1/4	2,08 10 ⁻¹

Tabla 7.14. Resultados REM. Leche (Sr-90 Bq/m³). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	1,25 10 ¹ (9,95 – 1,60 10 ¹)	12/12	5,46
Coruña-Ferrol	1,52 10 ² (1,21 10 ² – 1,84 10 ²)	12/12	6,81
Cantabria	5,27 10 ¹ (2,73 10 ¹ – 7,24 10 ¹)	12/12	1,15 10 ¹
León	1,74 10 ¹ (1,19 10 ¹ – 2,35 10 ¹)	12/12	7,29
Oviedo	4,90 10 ¹ (3,85 10 ¹ – 6,84 10 ¹)	12/12	4,29
Sevilla	9,35 (3,63 – 2,61 10 ¹)	12/12	1,62

Tabla 7.15. Resultados REM. Leche (Cs-137 Bq/m³). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	9,25 (6,20 – 1,49 10 ¹)	10/12	5,35
Coruña-Ferrol	1,03 10 ¹ (7,81 10 ¹ – 1,45 10 ²)	12/12	5,00 10 ¹
Cantabria	4,14 10 ¹ (2,47 10 ¹ – 5,61 10 ¹)	12/12	2,07 10 ¹
León	5,54	1/12	1,35 10 ¹
Oviedo	< LID	0/12	8,24 10 ¹
Sevilla	< LID	0/12	1,83 10 ²

Tabla 7.16. Resultados REM. Dieta tipo (Sr-90 Bq/persona día). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$6,60 \cdot 10^{-2}$ ($4,80 \cdot 10^{-2} - 9,80 \cdot 10^{-2}$)	4/4	$1,60 \cdot 10^{-2}$
Bilbao	$4,92 \cdot 10^{-2}$ ($4,06 \cdot 10^{-2} - 6,05 \cdot 10^{-2}$)	4/4	$7,67 \cdot 10^{-3}$
La Laguna	$1,40 \cdot 10^{-1}$ ($2,13 \cdot 10^{-2} - 2,12 \cdot 10^{-1}$)	4/4	$1,64 \cdot 10^{-2}$
Madrid-Ciemat	$1,07 \cdot 10^{-1}$ ($9,23 \cdot 10^{-2} - 1,31 \cdot 10^{-1}$)	4/4	$5,87 \cdot 10^{-3}$
Sevilla	$3,49 \cdot 10^{-2}$ ($2,43 \cdot 10^{-2} - 5,34 \cdot 10^{-2}$)	4/4	$1,28 \cdot 10^{-2}$

Tabla 7.17. Resultados REM. Dieta tipo (Cs-137 Bq/persona día). Año 2003

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$5,00 \cdot 10^{-2}$ ($3,00 \cdot 10^{-2} - 7,00 \cdot 10^{-2}$)	4/4	$1,75 \cdot 10^{-2}$
Bilbao	$4,12 \cdot 10^{-2}$ ($1,68 \cdot 10^{-2} - 8,41 \cdot 10^{-2}$)	3/4	$1,17 \cdot 10^{-2}$
La Laguna	$9,49 \cdot 10^{-2}$ ($3,43 \cdot 10^{-2} - 1,46 \cdot 10^{-1}$)	4/4	$3,65 \cdot 10^{-2}$
Madrid-Ciemat	$4,74 \cdot 10^{-2}$ ($2,81 \cdot 10^{-2} - 9,24 \cdot 10^{-2}$)	4/4	$1,52 \cdot 10^{-2}$
Sevilla	< LID	0/4	$1,54 \cdot 10^{-1}$

suelo, agua potable, leche y dieta tipo realizadas durante el año 2003 en ambas redes.

7.2.4. Control de la calidad de los resultados de medidas de muestras ambientales

El CSN lleva a cabo desde 1992 un programa anual de ejercicios de intercomparación analítica, con el apoyo técnico del Ciemat, en el que participan unos 30 laboratorios que realizan medidas de la radiactividad ambiental, cuyo objeto es garanti-

zar la homogeneidad y fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental. En los últimos años se estableció una colaboración con el OIEA, que facilitó muestras certificadas para la realización de estos ejercicios y utilizó los resultados de las campañas del CSN en sus ejercicios inter-laboratorios. Estas campañas resultan ser un medio de probada eficacia para mejorar la fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Por otra parte, para evitar que las diferencias en los procedimientos aplicados en las distintas etapas del proceso de medida de la radiactividad ambiental constituyan una posible fuente de variabilidad en los resultados, se están desarrollando procedimientos normalizados mediante grupos de trabajo específicos establecidos con este fin.

7.2.4.1. Campañas de intercomparación de resultados analíticos obtenidos en laboratorios de medidas de baja actividad

Dado que a lo largo de todo el proceso de realización de las medidas de baja actividad, que son las que corresponden a las muestras obtenidas en los programas de vigilancia radiológica ambiental, existen diversos factores que pueden influir en los resultados que se obtienen, resulta de gran importancia tratar de garantizar la homogeneidad y fiabilidad de las medidas realizadas en los diferentes laboratorios nacionales. Una de las herramientas para conseguir este objetivo es la realización de campañas de intercomparación entre laboratorios.

Durante el año 2004, se llevó a cabo una campaña en la que la matriz objeto de estudio fue agua de consumo humano con niveles ambientales de radiactividad, cercanas a los límites que establece el Real Decreto 140/2003 por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano, preparada en el Laboratorio de Metrología de Radiaciones Ionizantes del Ciemat. Los análisis a realizar fueron índice alfa total, índice beta total, índice beta resto, Tritio, Cesio-137, Estroncio-90, Plutonio-(239+240) y Americio-241.

Los laboratorios participantes en esta campaña fueron los siguientes:

- Geocisa.
- Instituto Tecnológico GeoMinero de España. Laboratorio de Análisis de Aguas.
- Labaqua, SA.
- Medidas Ambientales, S.L.
- Ministerio de Defensa. Fábrica Nacional de la Marañosa.
- Ministerio de Fomento. Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas.
- Ministerio de Sanidad y Consumo. Instituto de Salud Carlos III.
- Universidad Autónoma de Barcelona. Servicio de Física de las Radiaciones.
- Universidad de Barcelona. Departamento de Química Analítica.
- Universidad de Cádiz. Departamento de Física Aplicada.
- Universidad de Cantabria. Facultad de Medicina. Cátedra de Física Médica.
- Universidad de Castilla La Mancha. Centro de Instrumentación Científica, Análisis y Tecnología.
- Universidad de Extremadura (Badajoz). Departamento de Física.
- Universidad de Extremadura (Cáceres). Facultad de Veterinaria. Departamento de Física.
- Universidad de Granada. Facultad de Ciencias. Departamento de Química Inorgánica.
- Universidad de Huelva. Facultad de Ciencias Experimentales. Departamento de Física Aplicada.
- Ciemat. Instituto del Medio Ambiente.
- Enusa. Laboratorio de Ciudad Rodrigo.
- Enusa. Laboratorio de Juzbado.

- Universidad de La Coruña. Escuela Universitaria Politécnica de Ferrol. Departamento de Química Analítica.
- Universidad de las Islas Baleares. Facultad de Ciencias. Departamento de Física.
- Universidad de La Laguna. Facultad de Medicina. Departamento de Medicina Física y Farmacología.
- Universidad de León. Facultad de Biología. Departamento de Física.
- Universidad de Oviedo ETSI de Minas
- Universidad Politécnica de Cataluña. Instituto de Técnicas Energéticas.
- Universidad Politécnica de Madrid. ETSI de Caminos.
- Universidad de Málaga. Facultad de Ciencias.
- Universidad del País Vasco. ETSI Industriales.
- Universidad Rovira I Virgili (Tarragona). Servicio de Tecnología Química.
- Universidad de Salamanca. Departamento de Física, Ingeniería y Radiología Médica.
- Universidad de Santiago de Compostela. Departamento de Física de Partículas.
- Universidad de Sevilla. Facultad de Física. Departamento de Física Atómica, Molecular y Nuclear.
- Universidad de Valencia. Laboratorio de Radiactividad Ambiental.
- Universidad de Valladolid. Laboratorio de Investigación en Baja Radiactividad.

- Universidad Politécnica de Valencia. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear.
- Universidad de Zaragoza. Facultad de Ciencias. Cátedra de Física Molecular y Nuclear.
- Instituto Tecnológico e Nuclear. Dep. Protecção Radiológica e Segurança Nuclear. Portugal.
- Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

La campaña concluyó con la reunión celebrada en noviembre 2004, en la sede del CSN con los participantes, en la que se presentaron los resultados obtenidos y las conclusiones de la misma, siendo las principales:

- Se ha apreciado una buena respuesta de los laboratorios (habiendo informado de algún resultado el 97%) y, en general, una buena adecuación a las bases técnicas establecidas, aunque ha sido necesario solicitar información que faltaba a un determinado número de laboratorios. El estudio ha mostrado un comportamiento homogéneo de los laboratorios: en todos los análisis evaluados los parámetros estadísticos han sido próximos a los valores de referencia establecidos, lo cual evidencia que los resultados de los laboratorios participantes son comparables.
- En la ejecución de los laboratorios de los análisis de los índices alfa total, beta total y beta resto, se ha valorado un porcentaje de ejecución satisfactoria elevado, 85%, 97% y 87% respectivamente. En el resto de los análisis el porcentaje de ejecución satisfactoria, así mismo elevado, se encuentra entre el 65% para la determinación de Tritio y el 90% para la de Plutonio (239+240).
- En el análisis del índice beta resto se ha apreciado que algunos laboratorios no calculan adecuadamente la incertidumbre combinada y que

no existe un criterio homogéneo en la estimación del límite de detección.

Globalmente, se puede concluir que los laboratorios participantes tienen capacidad para realizar determinaciones radiológicas en muestras ambientales de agua de consumo humano con un nivel satisfactorio de calidad.

7.2.4.2. Normalización de procedimientos

Los grupos de trabajo sobre desarrollo de normas, cálculos de incertidumbres y preparación de patrones de calibración, han continuado sus actividades durante 2004. Dentro del programa de trabajo establecido para cubrir todo el espectro de muestras y análisis requeridos en la vigilancia radiológica ambiental, el grupo de normas ha elaborado hasta la fecha diez procedimientos, resumiéndose a continuación las actuaciones durante dicho año y la situación de los mismos.

- Se publicaron como norma UNE, con fecha 10 de febrero de 2004 (los dos primeros) y 17 de noviembre de 2004 (el tercero), los tres procedimientos para la determinación de la radiactividad ambiental siguientes:
 - UNE 73350-2. Equipos de medida. Parte 2: Espectrometría alfa con detectores semiconductores.
 - UNE 73350-3. Equipos de medida. Parte 3: Centelleo líquido.
 - UNE 73320-3. Toma de muestras. Parte 3: Aerosoles y radiyodos.
- Con fecha 16 de agosto de 2004 se sometieron a información pública los siguientes proyectos de la norma UNE (PNE):
 - PNE 73320-2. Toma de muestras. Parte 2: Sedimentos.

– PNE 73340-3. Métodos analíticos. Parte 3: Determinación de la concentración de actividad de estroncio-89 y estroncio-90 en suelos y sedimentos.

- Se publicaron en la colección Informes Técnicos del CSN, en la Serie Vigilancia Radiológica Ambiental, los siguientes procedimientos:
 - Procedimiento de toma de muestras para la determinación de la radiactividad en suelos: capa superficial.
 - Procedimiento para la conservación y preparación de muestras de suelo para la determinación de la radiactividad.
 - Procedimientos de determinación de los índices de actividad beta total y beta resto en aguas mediante contador proporcional.

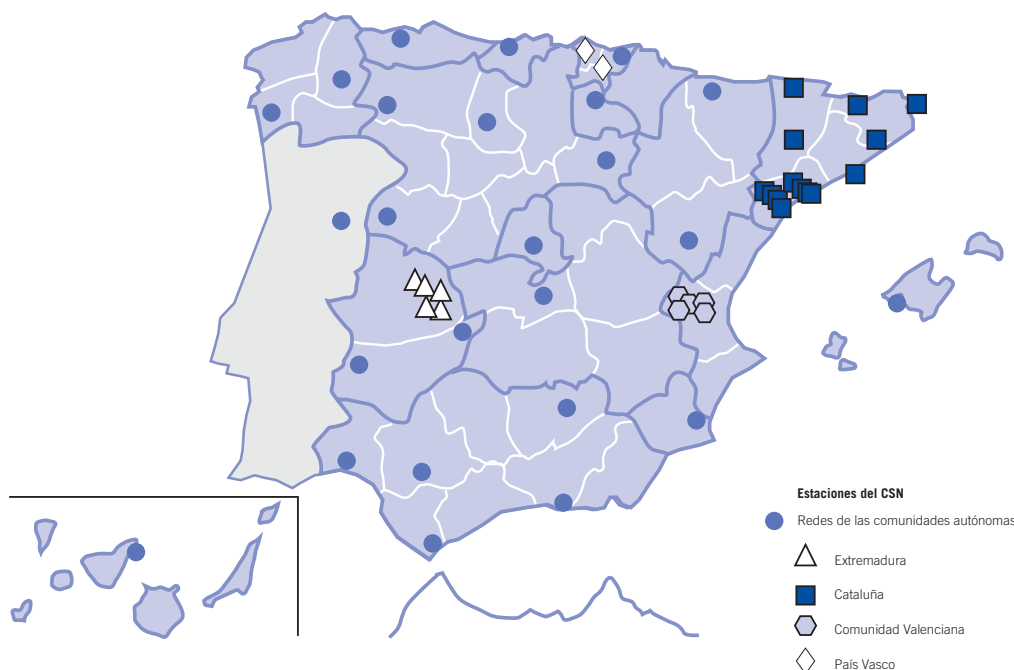
Respecto a los grupos de trabajo de cálculos de incertidumbres y de preparación de patrones de calibración:

- Se publicaron en la colección Informes técnicos del CSN, en la Serie vigilancia radiológica ambiental, los siguientes procedimientos:
 - Procedimiento para la evaluación de incertidumbres en la determinación de la radiactividad ambiental.
 - Selección, preparación y uso de patrones para espectrometría gamma.

7.2.5. Red de estaciones automáticas de medida (REA)

La Red de Estaciones Automáticas de medida (REA) está integrada por 25 estaciones distribuidas como se indica en la figura 7.7.

Figura 7.7. Red española de vigilancia radiológica ambiental (REVIRA). Red de estaciones automáticas (REA)



Cada estación de la red dispone de instrumentación para medir tasa de dosis gamma y concentraciones de radón, radioyodos y emisores alfa y beta en aire. Las estaciones están midiendo en continuo y los datos obtenidos son recibidos y analizados en el centro de supervisión y control de la REA situado en la Sala de emergencias (Salem) del CSN.

Por acuerdo entre el Instituto Nacional de Meteorología (INM) y el CSN, las estaciones de la REA se sitúan junto a estaciones automáticas del INM compartiendo con ellas el sistema de comunicaciones, a excepción de las estaciones de la REA en Madrid, situada en el Ciemat, y en Penhas Douradas (Portugal).

Esta última comparte emplazamiento con una estación de la red de vigilancia radiológica de Portugal, a la vez que una estación de la red portuguesa comparte el emplazamiento de la estación de la REA en Talavera la Real (Badajoz); esto permite la comparación de datos.

Durante el año 2004 se desarrollaron de forma satisfactoria los acuerdos específicos de conexión entre la red del CSN y las redes automáticas de vigilancia radiológica de las comunidades autónomas Valenciana, Cataluña y el País Vasco.

Se cumplieron los compromisos de intercambio de datos derivados del acuerdo con la Dirección General de Ambiente (DGA) de Portugal y de la participación del CSN en el proyecto Eurdep (*European Union Radiological Data Exchange Platform*) de la Unión Europea.

En el año 2003, se procedió a la adquisición, instalación, puesta en servicio y explotación de una estación automática de espectrometría gamma en continuo como proyecto piloto para complementar algunas estaciones de la REA con este tipo de equipo. Durante el año 2004 se han desarrollado procedimientos de explotación y calibración y se espera la puesta en producción para el año 2005.

La tabla 7.18 muestra los valores medios anuales de tasa de dosis gamma medidos en cada una de las estaciones de la red del CSN, de la red de la Generalidad Valenciana, de la red del País Vasco y en las estaciones de la red de la Generalidad de Cataluña que miden tasa de dosis.

Los resultados de las medidas llevadas a cabo durante 2004 fueron característicos del fondo radiológico ambiental e indican la ausencia de riesgo radiológico para la población y el medio ambiente.

Tabla 7.18. Valores medios de tasa de dosis gamma. Año 2004

	Estación	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
1.	Agoncillo (Rioja)	0,10
2.	Almázcara (León)	0,21
3.	Andújar (Jaén)	0,13
4.	Autilla del Pino (Palencia)	0,14
5.	Avilés (Asturias)	0,12
6.	Herrera del Duque (Badajoz)	0,20
7.	Huelva	0,12
8.	Jaca (Huesca)	0,13
9.	Lugo	0,15
10.	Madrid	0,20
11.	Motril (Granada)	0,10
12.	Murcia	0,13
13.	Palma de Mallorca	0,16
14.	Penhas Douradas (Portugal)	0,26
15.	Pontevedra	0,15
16.	Quintanar de la Orden (Toledo)	0,16
17.	Saelices el Chico (Salamanca)	0,17
18.	San Sebastián (Guipúzcoa)	0,11
19.	Santander	0,13
20.	Sevilla	0,14
21.	Soria	0,19
22.	Talavera la Real (Badajoz)	0,10
23.	Tarifa (Cádiz)	0,14
24.	Tenerife	0,09
25.	Teruel	0,13
26.	Cofrentes (Red Valenciana)	0,16
27.	Pedrones (Red Valenciana)	0,16
28.	Jalance (Red Valenciana)	0,16
29.	Cortes de Pallás (Red Valenciana)	0,16
30.	Almadraba (Red Catalana)	0,11
31.	Ascó (Red Catalana)	0,12
32.	Bilbao (Red Vasca)	0,08
33.	Vitoria (Red Vasca)	0,08

7.2.6. Programas de vigilancia específicos

Vigilancia radiológica en la zona de Palomares

En 1966 se produjo un accidente militar aéreo que dio lugar a la dispersión de plutonio metálico procedente de artefactos nucleares en el área de Palomares (Almería). Desde entonces, sin interrupción, se viene desarrollando en dicha zona un programa de vigilancia radiológica.

El programa se realiza por el Ciemat que informa al Consejo de Seguridad Nuclear de la detección y seguimiento de la posible contaminación interna de las personas, así como de la medida de los niveles de contaminación residual existente y su evolución en el suelo y otros compartimentos ambientales desde donde pueda ser incorporada al ser humano.

Los resultados del programa de vigilancia de las personas indican que el accidente no ha tenido incidencia sobre la salud de los habitantes de la zona de Palomares.

Los resultados del programa de vigilancia del medio ambiente muestran que existe contaminación residual en la zona y que el inventario de plutonio remanente en el área de máxima contaminación residual es superior al inicialmente estimado. Esta área ha permanecido hasta la fecha con escasa actividad agrícola, pero los propietarios de las parcelas situadas en ella han manifestaron su intención de cultivarlas.

Ante la nueva situación planteada, el 10 de octubre de 2001 el Ciemat solicitó al CSN un informe sobre las medidas a adoptar por la autoridad competente, a la vista de las modificaciones que se están produciendo en el entorno, y las posibles limitaciones de uso en el área afectada por el accidente. El CSN remitió en febrero de 2002 el informe solicitado por el Ciemat, en el que se recogían propuestas relativas a las limitaciones de uso de los terrenos afectados y al desarrollo de un plan especial para una caracterización más precisa de la situación radiológica de la zona y su posible restauración.

El 4 de diciembre de 2003, el Ciemat remitió al CSN el Plan de Investigación a desarrollar por el Ciemat en los terrenos de Palomares. Este Plan tiene como objetivo profundizar en la identificación de la situación radiológica de la zona, y mejorar el conocimiento científico que apoye la correcta selección de las estrategias de recuperación ambiental del área, si fuese necesario, así como algunas propuestas de actuación en relación con el uso y disponibilidad de las zonas afectadas, en línea con lo manifestado por el CSN en febrero de 2002. El CSN en su reunión de 10 de diciembre de 2003, informó favorablemente el Plan propuesto por el Ciemat.

El 15 de marzo de 2004, el Ciemat remitió al Secretario General de Política Científica del Ministerio de Ciencia y Tecnología este Plan de investigación, para su aprobación por el Gobierno, en consonancia con lo dispuesto en el Artículo (130 de la Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social), para la consecución de los objetivos de política económica de la *Ley de presupuestos generales del Estado* para el año 2004.

Posteriormente a la información favorable, el Ciemat presentó al CSN el documento *Actualización del conocimiento de la situación radiológica en el área de Palomares*, que desarrolla las actividades previstas para la caracterización radiológica de la zona. El CSN evaluó el documento y concluyó que la propuesta del Ciemat recoge los aspectos requeridos y es coherente con el Plan de Investigación informado favorablemente por el CSN, aunque tiene un alcance menor, dado que los sondeos en las proximidades de los puntos de impacto de las bombas 2 y 3, no podrá comenzar hasta que culmine el proceso de expropiación de los terrenos.

El Consejo de Ministros, en su reunión del día 17 de diciembre de 2004, acordó aprobar el Plan de investigación energética y medioambiental en materia de vigilancia radiológica que desarrollará el Ciemat en los terrenos de Palomares. La aproba-

ción del Plan lleva aparejada la expropiación urgente de los terrenos.

7.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación

Las normas básicas de protección sanitaria de la Comunidad Europea, fueron revisadas mediante la Directiva 96/29/Euratom, aprobada por el Consejo el 13 de mayo de 1996. Entre las modificaciones más importantes introducidas en la nueva Directiva, se encuentra la extensión del ámbito de aplicación a actividades profesionales que impliquen una exposición a fuentes naturales de radiación. El *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, revisado en 2001, recoge en su título VII los aspectos relativos a la radiación natural.

De acuerdo con dicho título, la autoridad competente, con el asesoramiento del CSN, requerirá a los titulares de las actividades laborales, no reguladas conforme a lo establecido en el Reglamento, en las que existan fuentes naturales de radiación, que realicen los estudios necesarios a fin de determinar si existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores o de los miembros del público que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica. Entre las actividades que deben ser sometidas a revisión se incluyen:

- a) Actividades laborales en que los trabajadores y, en su caso, los miembros del público estén expuestos a la inhalación de descendientes de torón o de radón o a la radiación gamma o a cualquier otra exposición en lugares de trabajo tales como establecimientos termales, cuevas, minas, lugares de trabajo subterráneos o no subterráneos en áreas identificadas.
- b) Actividades laborales que impliquen el almacenamiento o la manipulación de materiales que habitualmente no se consideran radiactivos pero que contengan radionucleidos naturales

que provoquen un incremento significativo de la exposición de los trabajadores y, en su caso, miembros del público.

- c) Actividades laborales que generen residuos que habitualmente no se consideran radiactivos pero que contengan radionucleidos naturales que provoquen un incremento significativo en la exposición de los miembros del público y, en su caso, de los trabajadores.
- d) Actividades laborales que impliquen exposición a la radiación cósmica durante la operación de aeronaves.

Tras la publicación del Reglamento, el Consejo de Seguridad Nuclear puso en marcha un plan de actuación para desarrollar el título VII. Este plan incluye también el desarrollo de normas específicas para la protección contra la exposición al radón en el interior de edificios, de acuerdo a la Recomendación de la Comisión Europea (90/143/Euratom, de 21 de febrero de 1990).

Dentro de este plan, y en relación con la protección frente a fuentes terrestres de radiación natural, durante el año 2004 continuó el desarrollo de estudios piloto en industrias de interés identificadas en el mismo, mediante la concesión de subvenciones a los proyectos de I+D correspondientes, quedando pendiente únicamente el estudio de un tipo de industrias.

En lo relativo a la protección frente al gas radón en el interior de viviendas, se continuó con los estudios de medida de gas radón en diferentes lugares de trabajo y viviendas. Se inició así mismo el estudio de la viabilidad y efectividad de diferentes acciones de remedio frente a la presencia de gas radón en edificios, a través de la concesión de una subvención a dicho proyecto. Se finalizó la fase inicial de la primera intercomparación de diferentes equipos de medida en continuo de radón, con la exposición de los equipos y el envío de los resultados de las medidas por parte de los participantes.

8. Emergencias radiológicas y protección física

La Ley 15/1980, de creación del CSN asigna a este organismo, entre otras, diversas funciones de colaboración con las autoridades competentes en los planes de emergencia de las instalaciones nucleares y radiactivas, y de los transportes de sustancias nucleares y materias radiactivas. La Ley 14/1999, de 4 de mayo, modificó las funciones del CSN en emergencias nucleares y radiológicas, ampliando y precisando las definidas por la ley anterior. En resumen, las funciones asignadas de forma específica al CSN sobre emergencias por la Ley 15/1980 modificada son las siguientes:

- Función f). *Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia exterior y protección física de las instalaciones nucleares y radiactivas y de los transportes, y una vez redactados los planes participar en su aprobación.*

Coordinar, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia, integrando y coordinando a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuyo concurso sea necesario para el cumplimiento de las funciones atribuidas a este organismo.

Asimismo, realizar cualesquiera otras actividades en materia de emergencias que le sean asignadas en la reglamentación aplicable.

- Función p). *Inspeccionar, evaluar, controlar, informar y proponer a la autoridad competente la adopción de cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia que se presenten y que puedan afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o activi-*

dades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear.

Del desarrollo de otras funciones generales se derivan competencias específicas del CSN sobre emergencias; como las relacionadas con la inspección en situaciones excepcionales, la propuesta de actuaciones al Ministerio de Industria, Comercio y Turismo en este tipo de situaciones y la información al público.

En cumplimiento de estas misiones se describen las actividades que desarrolló el CSN durante 2004.

8.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional

8.1.1. Resumen de disposiciones reglamentarias establecidas en España para las emergencias nucleares y radiológicas

Las principales disposiciones reglamentarias establecidas en España sobre la planificación y preparación ante situaciones de emergencia nuclear o radiológica son las siguientes: *Norma básica de protección civil, Plan básico de emergencia nuclear (Plaben), Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes y acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información al público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.* También se recogen algunas disposiciones particulares sobre gestión de emergencias en la *Directriz básica de Protección Civil ante el riesgo de accidentes en el transporte de mercancías peligrosas por carretera y ferrocarril.* A continuación se resumen los aspectos más destacables de estas disposiciones en lo que se refiere a las emergencias nucleares o radiológicas, excepto lo referente a la Ley 15/1980 modificada que se resume en el apartado anterior.

Norma básica de protección civil

Esta norma fue aprobada por Real Decreto 407/1992, de 24 de abril de 1992. Determina la

distribución de competencias sobre la preparación y actuación en emergencias de diversa índole entre las entidades que componen el Estado: Gobierno de la nación (competencia estatal), comunidades autónomas (competencia territorial) y entidades locales. Asimismo, determina diferentes tipos de planes en función de los riesgos específicos para los que se diseñan. En concreto, para las emergencias nucleares, se determina que la competencia es estatal y su planificación se realiza de acuerdo con un plan básico.

Plan básico de emergencia nuclear (Plaben)

El *Plan básico de emergencia nuclear* fue aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 25 de junio de 2004, previos informes del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado en el BOE mediante Real Decreto 1546/2004 del 14 de julio de 2004.

Este nuevo Plaben sustituye al aprobado en marzo de 1989 adaptándolo a la nueva normativa internacional sobre emergencias, introduciendo las lecciones aprendidas en su aplicación a través de los antiguos planes provinciales de emergencia nuclear y reflejando la asunción de competencias por las comunidades autónomas. El alcance de los trabajos desarrollados conjuntamente entre la Dirección General de Protección Civil y Emergencias (DGPCE) y el CSN en esta materia se describen en el apartado 8.1.3 de este informe.

El Plaben constituye la directriz básica para la preparación y planificación de la respuesta ante emergencias nucleares en el territorio nacional. Su objetivo es la protección de la población de los efectos adversos de las radiaciones ionizantes, que se podrían producir por la liberación incontrolada de material radiactivo como consecuencia de un accidente nuclear, y define las actuaciones previstas para efectuar esta protección. El Plaben contiene, como fundamento, los criterios radiológicos defi-

nidos por el CSN para la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares.

El alcance del Plaben abarca la preparación y planificación de actuaciones en caso de emergencia producida por un accidente nuclear en la fase de emergencia, (desde la declaración de la situación de emergencia hasta la declaración de que la situación está controlada), aunque el Plaben también incluye alguno de los criterios de actuación de la fase de recuperación, por considerar que en la fase de emergencia se pueden tomar decisiones o iniciar acciones que condicionan la respuesta en aquélla.

El Plaben, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en dos niveles distintos y complementarios para la respuesta a las situaciones de emergencia:

- Nivel de respuesta interior o de autoprotección:
 - Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia se contienen en el Plan de Emergencia Interior (PEI) de cada central nuclear, regulado específicamente por el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*.
- Nivel de respuesta exterior cuyas actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia se establecen en:
 - Los planes de emergencia nuclear exteriores a las centrales nucleares (Pen), que a su vez incluyen los planes de actuación de los grupos operativos y los planes de actuación municipal en emergencia nuclear (Pamen).
 - El Plan de emergencia nuclear del nivel central de respuesta y apoyo (Pencra) a los anteriores, que incluye la solicitud de la prestación de asistencia internacional. Este nivel central de respuesta y apoyo, está integrado por la Dirección General de Protección Civil y Emergencias (DGPCE) del Ministerio del Interior, como órgano coordinador

de todos los apoyos necesarios de los diversos organismos de la administración central y de otras administraciones, y por el Consejo de Seguridad Nuclear para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, coordinando éste a su vez a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuyo concurso sea necesario en orden a las funciones que tiene atribuidas este organismo.

Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas

El *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, publicado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, en sustitución del Decreto 2869/1972 de 21 de julio de 1972, requiere a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas la elaboración de un *Plan de emergencia interior* para la obtención de las correspondientes autorizaciones de explotación o, en su caso, de funcionamiento. Todas las instalaciones nucleares proponen un *Plan de emergencia interior* que es aprobado por el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo previo informe del CSN, que lo evalúa considerando normas específicas nacionales e internacionales. Análogo proceso se sigue con los planes de emergencia de las instalaciones del ciclo y las radiactivas.

Según establece el reglamento citado, el plan de emergencia interior de las instalaciones detallará las medidas previstas por el titular para hacer frente a las condiciones de accidente con objeto de mitigar sus consecuencias y proteger al personal de la instalación y para notificar su ocurrencia a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y las consecuencias de la situación. Además se requiere, explícitamente, que el titular colabore con los órganos competentes en las actuaciones de protección en el exterior de la instalación.

Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes

La nueva versión del *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, publicada por Real

Decreto 783/2001, de 6 de julio, incluye entre otros los principios básicos de las intervenciones en caso de emergencia radiológica, los cuales deben tenerse en cuenta en los planes de emergencia que preparan tanto los titulares como las autoridades con el fin de proteger a la población en caso de emergencia. Estos principios básicos son:

- Justificación.
- Optimización.
- Establecimiento de niveles de intervención.

Además, este reglamento requiere que el personal de intervención esté sometido a un control dosimétrico y a una vigilancia médica especial, así como el establecimiento de niveles de exposición de emergencia para dicho personal.

Acuerdo sobre información al público sobre emergencias radiológicas

El acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 *relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica*, elaborado en cumplimiento de la Directiva 89/618/Euratom del Consejo de la UE, contiene las disposiciones específicas para el desarrollo de los aspectos de información al público en emergencias nucleares y radiológicas en general, tanto en lo que se refiere a la información previa, dirigida a la población que pueda verse afectada en caso de emergencia radiológica, como en lo relativo a la información a transmitir a la población efectivamente afectada en caso de emergencia. También incluye disposiciones para la información y la formación de las personas que integran los servicios de intervención en emergencias radiológicas.

Planificación de emergencias en el transporte de materiales radiactivos

La *Directriz básica de Protección Civil ante el riesgo de accidentes en el transporte de mercancías peligrosas por*

carretera y ferrocarril, publicada mediante Real Decreto 387/1996, de 1 de marzo, contiene los criterios para la elaboración de planes de emergencia relativos al transporte de mercancías peligrosas por carretera y ferrocarril. Se trata de una norma fundamentalmente administrativa, que determina dos niveles de planificación, uno territorial a través de planes de emergencia a desarrollar por las comunidades autónomas; y un plan estatal en el que participen todas las instituciones del Estado relacionadas con la materia. Esta directriz básica aplica a todo tipo de mercancías peligrosas, incluido el transporte de materiales radiactivos, que se identifican como Clase VII. En ella no se incluyen criterios técnicos para la gestión de este tipo de emergencias, los cuales se deberán identificar en función de la materia afectada. Para la Clase VII aplican, convenientemente adaptados, los criterios técnicos definidos en las disposiciones reglamentarias resumidas anteriormente, así como los que determine la nueva *Directriz básica de planificación de protección civil ante el riesgo radiológico*, que actualmente se está elaborando.

8.1.2. Participación del CSN en la organización nacional de emergencias

Las disposiciones reglamentarias antes mencionadas asignan al Consejo funciones básicas en la preparación del sistema nacional de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas, así como en la ejecución de actuaciones en caso de emergencia. Por ello la participación del CSN en la organización nacional de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas está considerada en las actuaciones estratégicas y en los programas básicos de actividades del organismo, siempre en coordinación con las autoridades responsables de los planes de emergencia y, de modo particular, con la Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior.

Las actividades que, en relación con la preparación frente a emergencias, realiza el CSN se pueden agrupar en tres líneas de actuación diferentes y complementarias:

- Las actividades directamente relacionadas con los planes de emergencia interior de las instalaciones, que incluyen tanto la evaluación de los mencionados planes, como el seguimiento y control de su implantación y de los ejercicios y simulacros que se realizan para comprobar su grado de eficacia.
- Las actuaciones realizadas internamente en el organismo para el desarrollo, mantenimiento y mejora de las capacidades de respuesta propias, especialmente las de la Sala de emergencias (Salem). Se incluyen los simulacros y ejercicios de carácter nacional e internacional en los que participa el CSN. También se incluyen en este campo las actuaciones relacionadas con la coordinación con organismos internacionales, bien en lo que respecta a los acuerdos en los que participa España sobre notificación de accidentes, tanto en el seno de la OIEA como en el de la Unión Europea; bien en lo relativo a la participación en programas internacionales de cooperación en emergencias.
- Las actividades de coordinación con la Dirección General de Protección Civil y Emergencias, relacionadas con aspectos de preparación y planificación de emergencias en el exterior de las instalaciones, o las de información a la población y formación y entrenamiento de actuantes de emergencia y, dentro de todas ellas, las de apoyo a los grupos radiológicos de los planes provinciales de emergencia nuclear exteriores a las centrales nucleares.

En los apartados que siguen se describen las actuaciones del CSN en estos ámbitos.

8.1.3. Actividades realizadas por el CSN - Dirección General de Protección Civil y Emergencias

Las actividades realizadas por ambos organismos tienen como base el convenio de colaboración firmado el 3 de mayo de 1999 entre el Ministerio del

Interior y el CSN en materia de emergencias, actualmente en fase de revisión.

El alcance de este convenio incluye:

- La revisión del Plaben anterior y el desarrollo del Plaben vigente.
- El estudio, formulación y puesta en ejecución de iniciativas conjuntas para mejorar los medios y recursos, técnicos y humanos y los que incrementen la operatividad de los planes exteriores de emergencia, en particular con los grupos radiológicos.
- El estudio, formulación y puesta en marcha de iniciativas conjuntas para la conformación y puesta en estado operativo del llamado nivel central de respuesta y apoyo.
- Actividades relacionadas con la formación de actuantes de los planes exteriores de emergencia, así como actividades relacionadas con información a la población sobre emergencias nucleares.
- Planificación conjunta de ejercicios y simulacros de los planes exteriores de emergencia.
- Aplicación del acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.

De los puntos anteriores, en las actividades relacionadas con los planes exteriores de emergencia, se continuó la línea de trabajo de colaboración mutua entre la DGPCE, las unidades provinciales de Protección Civil y el CSN, con la participación de los jefes de los grupos radiológicos. Para la concreción del resto de los puntos se han creado grupos de trabajo y está constituida una comisión mixta de seguimiento de este convenio.

En este marco, durante el año 2004 continuaron los trabajos sistemáticos de colaboración entre ambos organismos, sobre planificación conjunta de ejercicios y simulacros, formación de actuantes e información a la población.

El CSN realizó las actividades previstas en su programa para informar a la población sobre los contenidos mínimos que figuran en el anexo I del acuerdo. Se ha trabajado hasta la fecha en el diseño de publicaciones informativas, en la ampliación de contenidos en su página de internet <http://www.csn.es>. y en la impartición de seminarios destinados a la población de los municipios en el entorno de determinadas centrales nucleares.

En paralelo, el CSN participó, a través de los jefes de los grupos radiológicos de los planes exteriores de emergencia nuclear en las sesiones de información a la población y formación de actuantes, programadas por las unidades provinciales de Protección Civil.

Dentro del ámbito de desarrollo del Plaben se han realizado los trabajos de evaluación del Pencra y la elaboración conjunta DGPCE/CSN de las Directrices de formación y capacitación de actuantes, de información previa a la población y de la elaboración, ejecución y evaluación de los programas de ejercicios y simulacros. Todos estos documentos quedarán aprobados a principios de 2005.

El CSN aprobó, en junio de 2000, los elementos básicos de planificación para la elaboración de la Directriz básica de planificación de Protección Civil ante riesgos radiológicos, que también se inscribe entre las actuaciones para la transposición de la Directiva 96/29/Euratom de la UE, y en el mismo año, se remitieron a la DGPCE. En el segundo semestre de 2004 la DGPCE ha remitido al CSN el borrador de los títulos I y II de la citada Directriz correspondientes a *Disposiciones generales* y *criterios radiológicos* formándose un grupo de trabajo para su análisis.

8.1.4. Desarrollo de simulacros. Dotación de medios, capacitación y entrenamiento de actuantes

El Consejo de Seguridad Nuclear participó en los ejercicios de los planes de emergencia nuclear exteriores que se describen a continuación y en los ejercicios y simulacros de emergencia interiores que se describen en el punto 8.2.3.2, con el objeto de poner en práctica los planes de emergencia tanto exteriores como interiores, realizando las actividades de respuesta adecuadas para cada caso.

8.1.4.1. Planes de emergencia nuclear exteriores

Durante el año 2004 en cumplimiento con las funciones encomendadas al CSN, continuaron las actividades de cara a mejorar la operatividad de los planes exteriores de emergencia nuclear, tanto en el nivel de respuesta provincial, como en el nivel central de respuesta y apoyo.

- El Consejo de Seguridad Nuclear ha participado en jornadas del entrenamiento continuado de actuantes de los planes exteriores, en las que se han abordado temas de protección radiológica, la mayor parte de dichas jornadas promovidas por Protección Civil, en éstas han participado tanto los jefes de los grupos radiológicos, como técnicos de la subdirección de emergencias (SEM) y coordinadores del servicio de apoyo en emergencias, contratado por el CSN.
- En relación a ejercicios y simulacros, se ha participado en el ejercicio de amplio alcance del Plan de emergencia nuclear de Burgos (Penbu), del 27 de octubre que en tiempo se extendió desde las 09:00 hasta las 21:00 y que contempló la activación de todos los controles de acceso, con la participación de la Ertzaintza en el control de acceso del punto ubicado en la carretera A-2122. Se simularon la profilaxis radiológica en diversos municipios de zona IA y IB, la evacuación de dos colegios uno del muni-

cipio de Frías y otro del municipio de Quintana Martín Galíndez y la evacuación de trabajadores de la central nuclear de Santa María de Garoña que se llevaron a la Estación de Clasificación y Descontaminación (ECD) activada, ubicada en Busto de Prueba.

- En el ejercicio debido duración, participaron más de 500 actuantes, de los tres grupos del Penbu, de algunos de los Planes de emergencia municipales (Pamen), así como observadores de diversas instituciones y procedencias.
- Por el CSN, además del jefe del grupo radiológico (JGR) del Penbu, participó personal de apoyo en emergencias de rápida intervención con sus seis efectivos y un coordinador, tres técnicos del retén de la organización de respuestas en emergencia del CSN, un técnico que apoyó al JGR en el Centro de coordinación operativa (Cecop), y dos observadores. Así mismo participó personal de Tecnatom y de Enresa.
- El 14 de octubre de 2004 se realizó un ejercicio del Grupo radiológico del Plan de emergencia nuclear de Guadalajara (Pengua), consistente en la activación de la ECD de Mondéjar por parte del CSN participaron además del JGR el personal de apoyo en emergencias de rápida intervención con sus seis efectivos y un coordinador y un observador, tras la preparación de dicha ECD el personal actuante, realizó prácticas de medida de una hipotética contaminación en escolares llevados a la ECD procedentes del colegio local.
- El 2 de diciembre de 2004 se realizó un ejercicio del grupo radiológico del Pengua, consistente en la activación de la ECD de Illana, por parte del CSN participaron el JGR, su suplente y tres técnicos del retén del CSN, así como el personal de apoyo en emergencias de rápida intervención con sus seis efectivos y un coordinador y un observador. Tras poner a punto al

ECD con procedimientos revisados, se realizaron prácticas de medida de una hipotética contaminación sobre voluntarios llevados a la ECD. En este ejercicio se movilizó a la zona la unidad móvil de medida de radiación ambiental del Ciemat, cuyos servicios para caracterizar una zona afectada por una hipotética emergencia, tiene contratado el CSN. Los resultados de las medidas de radiación efectuadas, se transmitieron a la Salem.

8.1.4.2. Dotación de medios

El CSN en los últimos años ha ido incrementando su capacidad de respuesta en zonas potencialmente afectadas por una emergencia nuclear o radiológica, así en el año 2004 disponía además del retén del Grupo Radiológico (GR), compuesto por dos técnicos del organismo, de los recursos externos siguientes:

- Técnicos de apoyo local en emergencias, servicio que presta una empresa especialista en protección radiológica, por el que dispone de equipos operativos para respuesta inmediata, para actuaciones en el marco de los planes exteriores de emergencia y para respuesta a emergencias radiológicas.
- Disponibilidad de la unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental del Ciemat, así como de los técnicos y el personal necesario para la realización de medidas de radiación y contaminación ambientales en zonas potencialmente afectadas por una emergencia nuclear o radiológica, en cualquier punto del territorio nacional, en un plazo máximo de 24 horas desde su activación.
- Servicio de dosimetría personal interna de Tecnatom, que incluye un contador móvil de radiactividad corporal, para medida de dosis internas de personas con posible contaminación interna, como consecuencia de una emergencia radiológica, en zonas próximas a la zona afectada, con disponibilidad de medida en cual-

quier punto del territorio nacional, en un plazo máximo de 48 horas desde su activación.

En aplicación del nuevo contrato de apoyo local en emergencias, firmado en 2002 con la empresa especialista en protección radiológica, se ha mantenido la dotación de equipos de medida de radiación, contaminación superficial y dosimetría personal de los cinco centros: Córdoba, Granada, Santander, Santiago de Compostela y Madrid, establecidos para respuesta a emergencias radiológicas, cedidos por el CSN durante la vigencia del contrato.

Las mejoras que proporciona este servicio a la respuesta a emergencias radiológicas son básicamente la disponibilidad de un técnico en menos de cuatro horas y media en cualquier punto de la península donde se le requiera y en nueve horas si la emergencia tiene lugar en las islas, contemplando la posibilidad de la incorporación de más técnicos y de un coordinador del servicio en tiempos superiores.

Otra dotación de recursos importante, se deriva del compromiso adquirido por el Consejo, a solicitud de la DGPCE, de la definición, gestión y mantenimiento de todos los equipos de protección radiológica que componen la dotación de los cinco planes provinciales de emergencia.

Este compromiso requirió hacer un inventario y análisis detallado de distribución física actual de los equipos y el estudio de la problemática asociada: miles de equipos, distribución según criterios diferentes en los diferentes planes, frecuencias de verificaciones y calibraciones en función del tipo de equipo, reposición de baterías, previsiones para reparación, etc.

Con fecha 21 de octubre de 2003 se publicó un concurso público para la adjudicación del contrato para gestión y mantenimiento de equipos radiológicos de los *Planes provinciales de emergencia* y se adjudicó el 23 de diciembre de 2003.

En este contexto, durante el 2004 se ha puesto en marcha, desarrollado y finalizado la sistemática asociada a la gestión y mantenimiento de los equipos radiológicos de todos los planes exteriores de emergencia, culminándose con el diseño y operabilidad de la base de datos *Géminis* que refleja en tiempo real la situación de tales equipos en cuanto a su localización, operatividad, etc.

En esta línea se ha avanzado también en la elaboración de una propuesta para adquisición de dosímetros de lectura directa automáticos con su correspondiente software de gestión, para sustituir los actuales estilodosímetros asignados a estos planes. Está previsto que en el primer trimestre de 2005 sea publicado el correspondiente concurso para su adquisición.

8.1.4.3. Información a la población y formación de actuantes

Sobre este tema, el CSN continuó con el programa de actividades dirigido a informar a la población sobre los contenidos mínimos que figuran en el anexo I del acuerdo de Consejo de Ministros. En este sentido y conforme al acuerdo firmado al efecto entre la Asociación de Municipios en Áreas con Centrales (Amac) y el CSN, los técnicos de la subdirección de *emergencias* han participado durante 2004 en las sesiones de formación a la población promovidas por la Amac, en el entorno de las centrales nucleares de Cofrentes, José Cabrera, Garoña y Ascó.

8.1.5. Red de alerta a la radiactividad (RAR)

La Dirección General de Protección Civil dispone de la Red de Alerta a la Radiactividad (RAR). Esta red está constituida por un total de 907 estaciones automáticas de medida de tasa de dosis distribuidas de manera prácticamente uniforme por el territorio nacional, en forma de malla de 30 km de lado, y con una densidad creciente en las zonas de planificación de emergencia de todas y cada una

de las centrales nucleares españolas y a lo largo de las costas y fronteras del territorio nacional.

Cada estación dispone de un detector Geiger-Müller protegido contra impulsos e interferencias electromagnéticas con las siguientes características:

- Intervalo de medida: 10 μ Gy/h a 5 Gy/h.
- Medida de valores en intervalos de un minuto.
- Cálculo de valores medios de diez minutos.
- Cálculo de valores medios de dos horas.

La red tiene una topología jerarquizada en estrella que consta de un centro nacional, 10 centros regionales y siete centros asociados, estando uno de los centros asociados instalado en la Sala de emergencias del CSN.

El centro nacional se encarga automáticamente de recoger y almacenar los datos medidos y almacenados por el conjunto de estaciones. Los centros regionales y asociados tienen acceso a los datos recogidos y almacenados por el centro nacional.

La transmisión de información se realiza a través de líneas de telecomunicaciones que incluyen: líneas de la red telefónica básica entre las estaciones de medida y los centros regionales y nacional y líneas RDSI entre los centros nacionales, centros regionales y centros asociados.

La obtención de la información almacenada por las estaciones de medida se realiza a iniciativa del centro nacional, de acuerdo con un esquema de llamadas que puede ser configurado según las necesidades. Los centros regionales pueden consultar directamente, en cualquier momento, la información de las estaciones individuales o en conjuntos predeterminados.

Además, cada una de las estaciones de medida, a iniciativa propia, puede enviar información al centro nacional cuando se sobrepase uno de los umbrales de alarma preestablecidos para cada estación de medida, o cuando acontezca una situación anómala de funcionamiento.

El nuevo convenio marco suscrito entre el Ministerio del Interior y el Consejo de Seguridad Nuclear incluye la colaboración en la utilización conjunta de los datos de la RAR a partir del desarrollo de un protocolo conjunto de actuación para la transmisión y el análisis de datos, así como la formación y el entrenamiento del personal relacionado con esta red. Esta colaboración ya existía mediante el acuerdo de colaboración específico sobre la RAR que, con la firma del nuevo convenio, quedó derogado. Continúa aplicándose el protocolo de actuación que, en su día, se desarrolló a partir del acuerdo inicial. El CSN asume, fundamentalmente, las actuaciones relacionadas con el análisis de los datos proporcionados por las estaciones.

Durante el año 2004 se ha procedido a la sustitución del equipo informático soporte de la RAR. Esto ha supuesto una mejora en el funcionamiento, no obstante a lo largo del próximo año se procederá a una optimización del sistema.

8.1.6. Situación de la organización nacional de respuesta ante emergencias y previsiones

El sistema de respuesta ante emergencias desarrollado en España constituye una base sólida para la preparación de las actuaciones a llevar a cabo en caso de emergencia nuclear y trata de sistematizar la capacidad de respuesta a emergencias radiológicas.

Los planes de emergencia nuclear establecidos en el entorno de las centrales nucleares de potencia, mediante los correspondientes planes de emergencia exteriores y el complemento de un nivel central de

respuesta y apoyo, constituyen instrumentos adecuados para la gestión de este tipo de emergencias.

El mantenimiento, y en su caso la mejora, del nivel de eficacia de estos planes requiere el desarrollo de dos líneas de actuación complementarias. La primera, relacionada con las actividades de formación y entrenamiento del personal actuante y con la incorporación de nuevas capacidades de respuesta y la conservación de las disponibles, así como mediante la realización de ejercicios y simulacros. La segunda línea viene marcada por la revisión y renovación del marco regulador de la gestión de emergencias y de los propios planes que lo desarrollan, con objeto de adaptarlos a las mejores prácticas establecidas en el ámbito internacional.

Con relación a la planificación de emergencias radiológicas en general, es necesario impulsar la elaboración y publicación de la *Directriz básica de planificación de protección civil ante riesgos radiológicos*, de la que derivarán los planes de intervención de las comunidades autónomas y el plan estatal de apoyo y coordinación. Una vez publicados estos planes, será necesario establecer los acuerdos con las diferentes organizaciones implicadas en los mismos, para conseguir una respuesta coordinada, y definir en el plan de actuación del CSN para situaciones de emergencia, la organización capaz de llevar a cabo las funciones que se le asignen, y adaptar los medios necesarios, de los que actualmente se está dotando el Organismo.

Además, en aplicación del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas y del Plaben*, que establecen que los titulares de las instalaciones colaboren con los órganos competentes en las actuaciones de protección en el exterior de las instalaciones, esta colaboración, en el caso de las centrales nucleares, se concreta en los siguientes aspectos: notificación y evaluación de sucesos, vigilancia radiológica ambiental en emergencia en el entorno de las instalaciones, colaboración en las verificaciones y calibraciones de los equipos de medida de los grupos

radiológicos de los planes de emergencia nuclear exteriores, participación en los programas de información a la población y algunas actuaciones puntuales relacionadas con la adquisición de medios para las dotaciones de los citados planes exteriores.

Por último, en aplicación del acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, el CSN continuó impulsando las actividades de formación de actuantes e información a la población, de acuerdo con el plan de información a la población sobre emergencias radiológicas que elaboró en el año 2001, que incluye las actividades de coordinación con otros órganos que también tienen funciones y responsabilidades asignadas en este tema.

8.2. Actuaciones del CSN para casos de emergencias

8.2.1. Funciones y responsabilidades

El artículo segundo de la *Ley 15/1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, tras ser modificado por la disposición adicional primera de la *Ley 14/1999, de 4 de mayo, sobre Tasas y precios públicos por los servicios prestados por el CSN*, establece en sus apartados (f) y (p) las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear en lo relativo a emergencias radiológicas, tal como se describe en el apartado octavo de este informe.

8.2.2. Organización de respuesta a las emergencias

El CSN, para cumplir sus responsabilidades en situaciones de emergencia, establece la organización de respuesta que se describe esquemáticamente en la revisión 3 del documento *Plan de actuación del Consejo de Seguridad Nuclear ante situaciones de emergencia nuclear o radiológica*, aprobado por el Consejo en su reunión del 31 de mayo de 2001 (figura 8.1).

Ante la notificación de un accidente o emergencia nuclear o radiológica a la Salem, la organización de respuesta amplía sus efectivos de acuerdo con el tipo de accidente y con la severidad y el grado de incertidumbre asociados a la situación.

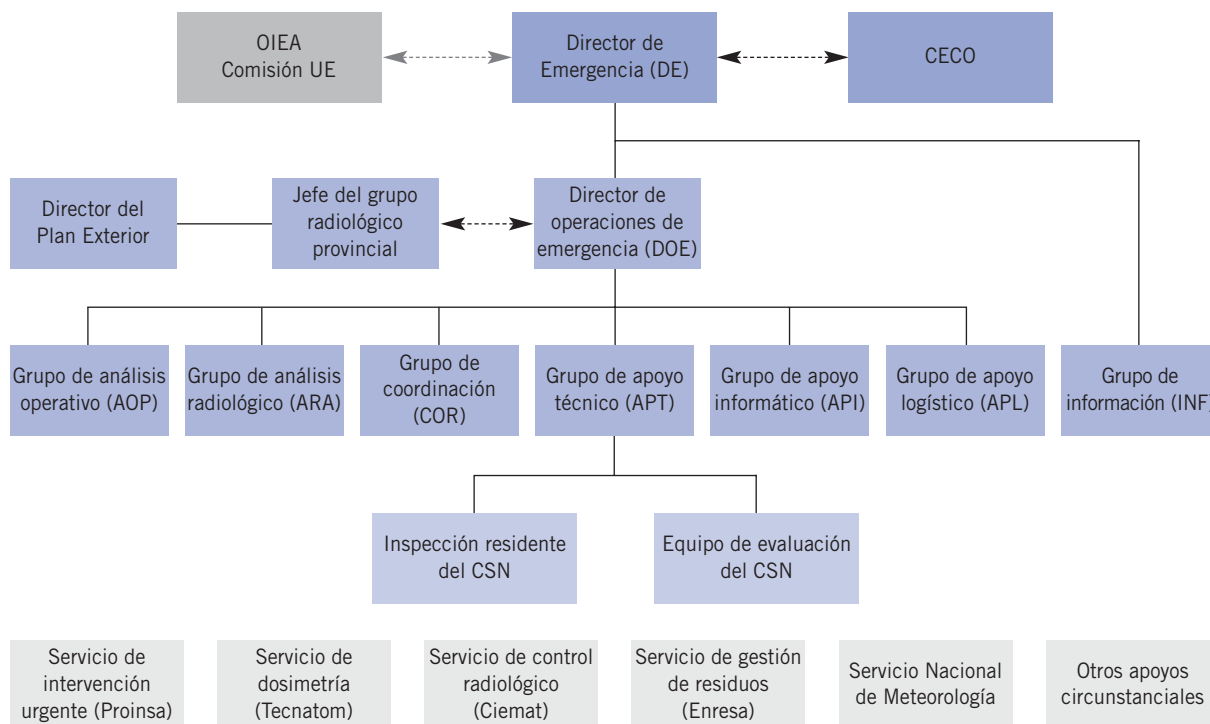
La organización abarca todos los niveles de autoridad del organismo y se nutre de parte de los efectivos de su estructura orgánica básica una vez que son cualificados y entrenados para el desarrollo de las funciones específicas.

Se prevé que su actuación pueda ser necesaria en cualquier momento. Para ello se prevén diferentes modos de respuesta en función de la severidad del suceso iniciador y del grado de incertidumbre asociado a su posible evolución. La declaración de un determinado modo de respuesta conlleva la movilización de un grupo determinado de recursos, permitiendo la constitución de un esquema mínimo de respuesta que garantiza el cumplimiento de las funciones esenciales desde los primeros momentos.

Para que este sistema de actuación sea posible es preciso que una pequeña parte de la organización de respuesta sea permanente y se corresponde con la dotación de efectivos a turno de la Sala de emergencia (Salem) que se describe más adelante.

El Consejo, como órgano colegiado, es el máximo responsable de la organización en caso de emergencia, pudiendo delegar en la presidencia el ejercicio de determinadas competencias relativas a las medidas a adoptar en la fase inmediata y urgente de situaciones de emergencia radiológica, Acuerdo del Consejo de Seguridad Nuclear de 31 de mayo de 2001 (BOE del 26 de junio de 2001). La Presidencia asume la dirección de emergencia durante las fases inmediata y urgente, pudiendo convocar a otros miembros del Consejo para recibir apoyo y asistencia. En la fase final de la emergencia, tercera fase o fase de recuperación y limpieza, la dirección

Figura 8.1. Organigrama de la organización de respuesta a emergencias



de emergencia es ostentada por el Consejo como órgano colegiado.

El director técnico de seguridad nuclear o el director técnico de protección radiológica, en función del origen y de la naturaleza de la situación de emergencia, asumen la dirección de operaciones de emergencia. Entre sus funciones está la de transmitir a las autoridades responsables las recomendaciones sobre medidas de protección a la población, una vez sean aprobadas por el director de emergencia.

Al grupo de coordinación corresponde: asesorar al director de operaciones de emergencia en la aplicación de planes de emergencia, mantener los enlaces necesarios con otras autoridades involucradas en la gestión de emergencias, velar por el cumplimiento estricto de los acuerdos internacionales y bilaterales suscritos en materia de emergencias en

los que el CSN se haya determinado como autoridad nacional competente, mantener la capacidad operativa de la Sala de emergencias y del *Plan de actuación*, la atención permanente a las notificaciones recibidas en la Salem, la coordinación de operaciones de los grupos de la organización y la de los enlaces del organismo con otras autoridades y organizaciones colaboradoras del CSN en la gestión de situaciones de emergencia.

Al grupo de análisis operativo corresponde seguir y evaluar la emergencia desde un punto de vista de la seguridad nuclear de la instalación y por consiguiente conocer la causa inicial del suceso, su evolución, sistemas y equipos afectados, procedimientos de operación de emergencia utilizados y, en general, el estado operativo de la instalación.

Al grupo de análisis radiológico corresponde: la tarea de seguimiento y evaluación de las conse-

cuencias radiológicas originadas por la situación de emergencia, y la propuesta al director de operaciones de emergencia de las medidas a adoptar para proteger a la población.

Al grupo de apoyo técnico corresponde: prestar asistencia técnica a los diferentes grupos de la organización de respuesta acerca de elementos específicos de la instalación o práctica afectada por la situación, y contactar, en caso necesario, con entidades públicas y privadas nacionales o extranjeras que puedan prestar apoyo técnico al CSN.

Al grupo de información corresponde: la función de preparar y difundir a los medios la información disponible acerca de la situación, su evolución, sus efectos y, en su caso, acerca de las medidas de protección a la población recomendadas por el CSN, en coordinación y en contacto permanente con el grupo de información del plan de emergencia exterior que esté activado.

Al grupo de apoyo logístico corresponde: prestar apoyo logístico y financiero que posibilite la realización de las funciones asignadas a los grupos de la organización y realizar las actividades pertinentes para recuperar, en caso necesario, las infraestructuras y los servicios generales ante pérdidas y averías en los mismos que trasciendan el ámbito de las competencias del grupo de coordinación.

Al grupo de apoyo informático corresponde: mantener la capacidad operativa de los sistemas informáticos corporativos del CSN, iniciando las acciones pertinentes de recuperación o sustitución ante la pérdida de funcionamiento de los mismos.

A los grupos radiológicos de los planes de emergencia exteriores, cuyas funciones son gestionadas por el CSN, corresponde: el seguimiento y evaluación de la situación desde el punto de vista radiológico desde el centro de coordinación operativa (Cecop) de la delegación o subdelegación del Gobierno correspondiente.

Durante el 2004 el CSN ha estado trabajando en una nueva revisión de su *Plan de actuación ante emergencias* para adaptarlo al nuevo Plaben, actualizarlo al marco legal vigente y para optimizar la Organización de respuesta ante emergencias en cuanto a su operatividad. En el primer semestre de 2005 está prevista su aprobación por el Pleno del CSN.

Sala de emergencias (Salem)

Para que los distintos elementos de la organización de respuesta puedan desarrollar de forma eficaz y coordinada las funciones que les son encomendadas, el CSN dispone de un centro de emergencias denominado Salem. El nombre Salem es el acrónimo de sala de emergencias.

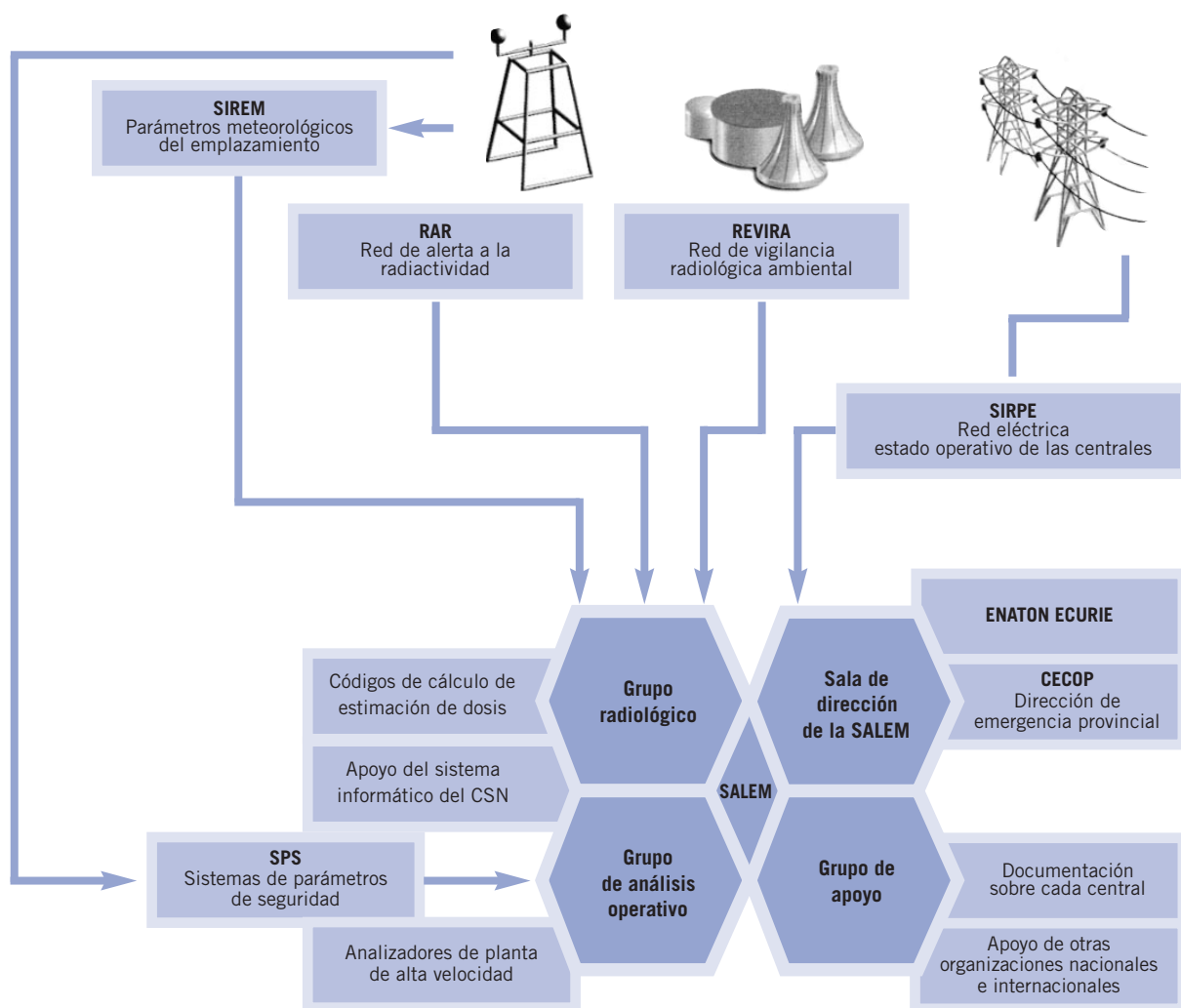
La sala de emergencias es el centro de coordinación operativa de la respuesta a emergencias del organismo.

Funcionalmente la Salem se puede definir como un centro de adquisición, validación y análisis de la información disponible acerca de la emergencia, y como el centro que reúne o desde el que se pueden utilizar y activar todos los equipos, herramientas y sistemas necesarios para la respuesta a emergencias del CSN.

La Salem posee una serie de sistemas de telecomunicación, vigilancia, cálculo y estimación, que constituyen un conjunto de herramientas especializadas de las que se sirven los expertos de la organización de respuesta para el desarrollo de sus funciones y que se describen esquemáticamente en las figuras 8.2 y 8.3.

En el 2004 se han sentado las bases para la remodelación arquitectónica de la Salem y para la instalación de una red de comunicaciones multiservicio que mejorarán sustancialmente tanto los aspectos ergonómicos de la sala como la fiabilidad y calidad de sus comunicaciones con todas las organizaciones que pudieran estar involucradas en una situación de emergencia real.

Figura 8.2. Representación esquemática de la sala de emergencias



Grupo radiológico

- Determina la situación radiológica en cada momento.
- Estima el impacto radiológico en el exterior.
- Evalúa el impacto radiológico previsible.
- Propone medidas protectoras y mitigadoras.

Grupo de análisis operativo

- Analiza la situación de la central en cada momento.
- Evalúa la evolución previsible del accidente.
- Transmite al grupo radiológico sus conclusiones.

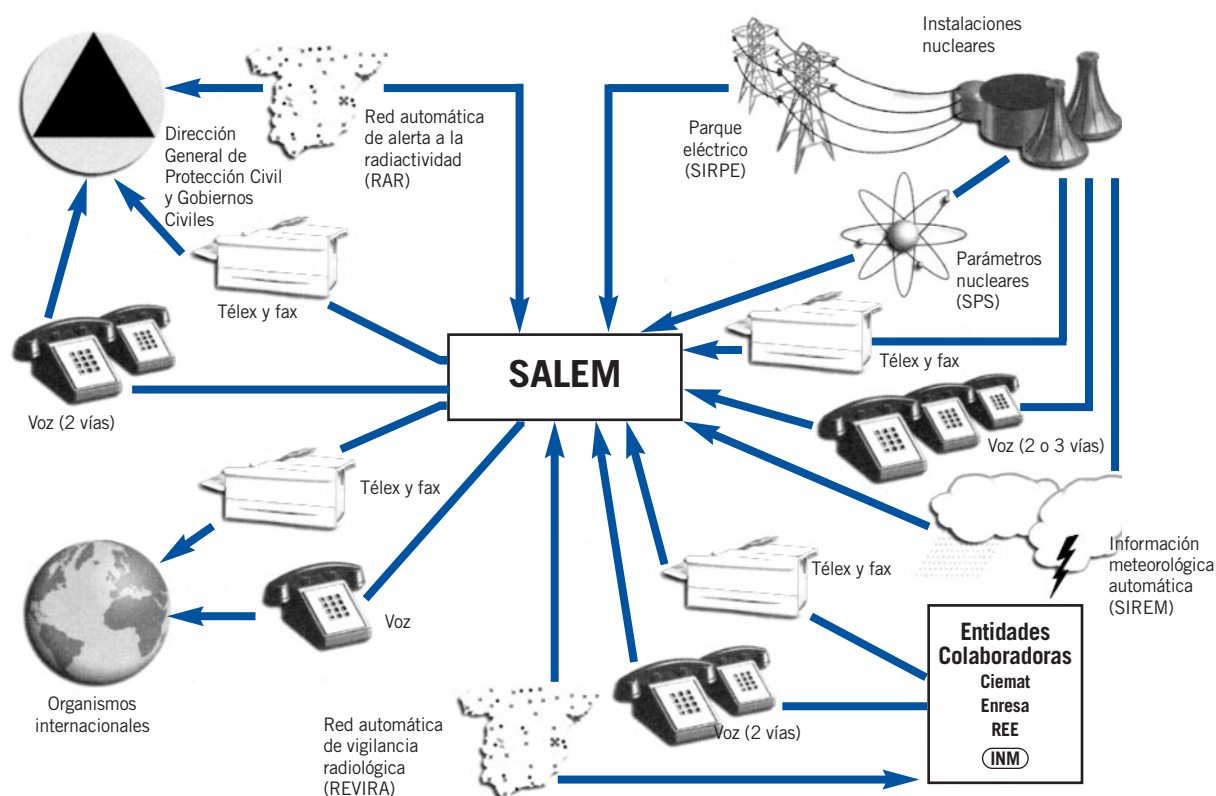
Grupo de apoyo

- Proporciona información a los demás grupos.
- Solicita apoyo exterior si es necesario.
- Gestiona apoyo humano y medios para actuar en el emplazamiento si es necesario.

Sala de dirección de la SALEM

- Cumplimenta compromisos de información internacionales.
- Asesora en materia radiológica al director de Emergencia Provincial.

Figura 8.3. Comunicaciones de la SALEM



8.2.3. Actividades durante el año 2004

8.2.3.1. Mantenimiento de la capacidad de respuesta

Durante el año 2004 el CSN continuó prestando asistencia técnica desde la Sala de emergencias de forma permanente (24 horas al día todos los días del año). Esta asistencia se realiza mediante la presencia en la sala, a turno cerrado, de un técnico y de un oficial de telecomunicaciones.

Asimismo se desarrollaron los programas establecidos para el mantenimiento correctivo y preventivo de todos los recursos materiales que se reúnen en la sala de emergencias para mantener la capacidad de respuesta del organismo ante estas situaciones

abordando además una primera fase de actualización de los sistemas y comunicaciones que integran el sistema de respuesta a emergencias del CSN.

Durante este año se ha abordado la remodelación física de la Salem convocando un concurso público que se realizará en 2005. En diciembre se ha adjudicado esta obra. Los criterios básicos de esta remodelación son la separación de la Sala de Dirección de Emergencia de la Sala del Grupo de Coordinación y la mejora de los sistemas de soporte que necesitaban una modernización. En este sentido se dispondrá de pantallas de visualización en todas las salas y en general, permitirá una integración completa de los nuevos sistemas informáticos y de comunicaciones que integran su funcionamiento.

También se ha abordado durante el año 2004 los sistemas de comunicación de emergencia de la Salem con los puntos involucrados en el Plaben (centrales nucleares, subdelegaciones y delegaciones del gobierno, etc.) publicando un concurso público para la implantación de una red de comunicaciones de emergencia que permita intercambiar entre estos puntos voz, datos y video-conferencia. Este concurso se ha adjudicado y se espera la puesta en servicio de la red en el primer trimestre de 2005.

8.2.3.2. Ejercicios y simulacros

Simulacros interiores de emergencia.

En el año 2004 las centrales e instalaciones nucleares realizaron los preceptivos simulacros interiores de emergencia anuales previstos en el PEI.

Los escenarios de los simulacros se plantean por el titular de la instalación en coordinación con el CSN, de modo que se simule una secuencia de sucesos, previamente analizados, bien mediante códigos de cálculo o basados en experiencia operativa nacional o internacional o en análisis de accidentes. En el desarrollo del escenario se supone que determinados sistemas de salvaguardias y de seguridad, bien están indisponibles, o bien han fallado en su función de seguridad. Para hacer frente a la situación simulada, el personal de operación de planta debe utilizar los procedimientos de operación de emergencia de la instalación (POE), los procedimientos de operación anormal (POA), y en algunos casos las Guías de Actuación frente accidentes Severos (GAS). Además, en todos los escenarios de los simulacros se simuló un pequeño incendio y un herido para verificar la actuación de la brigada contra incendios y del servicio médico de la instalación. Para que la secuencia de sucesos permita alcanzar los objetivos planteados, es necesario trabajar, en la mayoría de los casos, con condiciones meteorológicas y respuestas externas simuladas.

En el año 2004 los escenarios preparados simulaban la ocurrencia de sucesos iniciadores que, en la

peor de las circunstancias, hubieran producido una liberación de material radiactivo al exterior de la instalación tal que habría hecho necesaria la aplicación de medidas de intervención urgentes para la protección de la población.

Hay que señalar que los objetivos de los simulacros son:

- Comprobar la capacidad de respuesta de la organización de emergencia, verificar la capacidad de respuesta en activar los centros de emergencia, activar el *Programa de vigilancia radiológica ambiental en emergencia (PVRE)*, activar el apoyo de las oficinas centrales, notificar a los Centros de coordinación operativa (Cecop) los distintos sucesos que acontecen y la categoría de los mismos, comprobar los tiempos de respuesta.
- Comprobar la capacidad de la vigilancia, seguimiento y evaluación de la emergencia, es decir, verificar la capacidad de respuesta en evaluar la situación desde sala de control, la situación desde el Centro de apoyo técnico (Cat), realizar medidas radiológicas dentro del emplazamiento, tomar muestras ambientales en el exterior.
- Comprobar la capacidad de las acciones correctoras y protectoras, es decir, verificar la capacidad de respuesta para recuperar equipos, controlar y extinguir incendios y atender al personal accidentado y contaminado.
- Identificar las mejoras tanto en los *Planes de emergencia interior*, como en los procedimientos de actuación de emergencia, adiestramiento del personal y mantenimiento y disposición de los equipos de emergencia.
- Detectar, analizar e identificar las deficiencias encontradas, para extraer lecciones aprendidas que se tienen en cuenta y son incorporadas en la gestión de las emergencias.

A continuación se describen desde el punto de vista de operación los escenarios que se desarrollaron en los simulacros de las centrales e instalaciones nucleares durante el año 2004:

Central nuclear de Almaraz

El simulacro interior anual del PEI tuvo lugar el 18 de noviembre de 2004, desarrollándose en esta ocasión sobre la unidad II.

El escenario del simulacro planteó un suceso iniciador de intento de intrusión a la zona protegida por el doble vallado, lo que afectó de forma global a la seguridad física, a la que se añadieron diversas complicaciones, tales como la pérdida del contacto visual de uno de los intrusos en áreas vitales de la instalación; al suceso inicial, se sumó un incendio que afectaba a alguno de los sistemas nucleares de suministro de vapor (NSSS), lo que obligó a declarar categoría de *Emergencia en emplazamiento*. Desde esta situación, tras la actuación de los mantenimientos en los equipos supuestamente fallados y del personal de vigilancia de seguridad física con relación a la intrusión, se recuperó la normalidad de la instalación y se dió por finalizado el simulacro una vez cumplidos los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear de Cofrentes

El simulacro interior anual del PEI tuvo lugar el 23 de septiembre de 2004.

Desde una situación operativa de final de la vida del núcleo coincidente con una hipotética contaminación del circuito refrigerante, próxima al valor permitido por las especificaciones técnicas (ETF), se produjo malfunción de una válvula de alivio de vacío de presión que motivó declaración de *Prealerta*, el aumento de actividad en el refrigerante obligó a declarar *Alerta de emergencia*. La evolución del escenario supuso malfunción en una válvula de alivio de presión de la vasija que falló en *posición abierta* que descarga en la piscina de

supresión, lo que produjo aumento de la temperatura del agua de dicha piscina de supresión.

Desde el sistema de tratamiento de gases de reserva se inició el vertido de material radiactivo a la atmósfera a valores tales que exigieron declarar *Emergencia de emplazamiento*. Disparó la turbina y como la potencia del reactor era superior al 35%, los sistemas automáticos produjeron disparo del reactor, produciéndose en éste, fallo en la inserción total de las barras de control en el reactor (ATWS) y quedando el reactor a un 10% de su potencia nominal, para controlar esta situación se inició el descenso de nivel de agua en la vasija del reactor y enfriamiento de la piscina de supresión.

El escenario se complicó, simulando incendio en la zona del turbogruppo, que inició la actuación de los sistemas de extinción, la presión en la vasija y la potencia del reactor evolucionaron disminuyendo, finalmente se logró la total inserción de las barras de control, lo que llevó a que la potencia del reactor quedase en el 0%, en ese momento el jefe de turno ordenó el restablecimiento, a valores habituales, del nivel del agua en la vasija del reactor y continuó el enfriamiento de la piscina de supresión.

Recuperadas parte de las malfunciones y en previsión de poder disponer de los sistemas que permitiesen llevar la planta a parada fría el director de emergencia reclasificó la situación a *Alerta de emergencia*. Finalmente al desaparecer también la hipotética emisión de actividad al exterior, se declaró *Prealerta de emergencia* habiendo extinguido el incendio y persistiendo únicamente fallada en abierto la válvula de alivio de presión de la vasija, dándose por finalizado el simulacro una vez cumplidos los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear de Ascó

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 2 de diciembre de 2004 y se desarrolló en la unidad I.

El escenario del simulacro comenzó con la central funcionando al 100% de potencia, postulándose el incendio del cubículo de una bomba de agua de alimentación auxiliar superior a 10 minutos, declarándose según el PEI *Alerta de emergencia*.

Posteriormente se postuló la caída de un elemento combustible en la piscina de combustible gastado, produciéndose daños en los elementos almacenados y eventual emisión de gases, por lo que se decidió evacuar al personal no necesario. La situación simulada de la planta evolucionó controlando el incendio por la brigada contra incendios y produciéndose la rotura del colector de agua de alimentación principal, lo que llevó al disparo del reactor por muy bajo nivel en un generador de vapor y a la declaración de situación de *Emergencia en el emplazamiento*. El fallo de las bombas del sistema de refrigeración del reactor hizo clasificar la situación como *Emergencia general*.

La posterior recuperación del nivel en la vasija permitió reclasificar la situación a *Emergencia en el emplazamiento*. A continuación se postuló la recuperación del nivel en generadores de vapor y la recuperación del caudal de las bombas de carga permitieron la reclasificación de la situación de emergencia y dar por finalizado el simulacro una vez cumplidos los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear de Trillo

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 8 de julio de 2004.

El escenario planteado para este simulacro, por requerimiento del CSN, fue denominado tipo *ventana* suponiéndose que se daban inicialmente las siguientes malfunciones: situación operativa de planta con daños en el combustible, deficiencias en la disponibilidad de la capacidad de suministro de energía eléctrica exterior, fallo en una válvula del agua de alimentación a un generador de vapor que originaba un transitorio de bajada de presión,

aislamiento del vapor principal y rotura de tubos de dicho generador de vapor (LOCA), por lo que se declaró directamente *Alerta de emergencia*, en el inicio del simulacro.

Posteriormente se postuló un cortocircuito en un transformador, e incendio del mismo, y la pérdida total de la alimentación eléctrica exterior con arranque de los generadores diesel de salvaguardia; lo que motivó que se declarara *Emergencia en el emplazamiento*. El descenso de nivel del presionador, produjo inyección de seguridad de alta presión en el circuito primario y descenso del nivel de agua en la vasija del reactor, que llegó al valor de alarma por muy bajo nivel, al no poderse aislar el generador de vapor defectuoso. Debido a la fuga de vapor contaminado, se postularon registros de tasas de dosis en la *zona bajo control de explotador* de 10 mSv/h, con lo que se declaró *Emergencia general*.

Finalmente, se recuperó el inventario en el circuito primario y se cerró la válvula aislándose la descarga de actividad a la atmósfera y al exterior de la cámara de válvulas, continuó el escenario con el enfriamiento de la planta con los dos generadores de vapor no dañados; procediéndose a reclasificar la emergencia a *Prealerta* y a dar por finalizado el simulacro una vez cumplidos los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear Santa María de Garoña

El día 20 de mayo de 2004, se efectuó el simulacro interior de la central nuclear Santa María de Garoña.

El escenario planteado para este simulacro, por requerimiento del CSN, contempló el supuesto de la pérdida del suministro automático de datos operativos de la central a la Salem del CSN durante el transcurso de un suceso iniciador de emergencia que motivó la entrada y aplicación de las *Guías de actuación frente accidentes severos* de la central.

El escenario comenzó con la planta al 100% de potencia y la declaración de *Alerta de emergencia*, por incendio de duración superior a 10 minutos que pudiera afectar a sistemas de seguridad; posteriormente ante el fallo del sistema de parada del reactor (ATWS), se declaró *Emergencia en el emplazamiento*. Seguidamente se produjo la pérdida de tensión eléctrica en las barras de alimentación a bombas esenciales, aumento de presión en la contención primaria, aumento de temperatura del agua del toro y se supuso rotura en la succión de las bombas de condensado y pérdida del agua de alimentación; por lo que se declaró *Emergencia general*, siendo necesaria la aplicación de las *Guías de actuación frente a accidentes severos*.

Se simuló posteriormente, la recuperación de la tensión de una de las barras eléctricas, iniciándose la inyección de boro y el aumento del nivel de la vasija; reclasificándose la emergencia a *Emergencia en emplazamiento*, por mantenerse controlado el suceso relativo a una degradación importante del núcleo con posible pérdida de la geometría de refrigeración. Se preparó un plan de recuperación de la planta y se dio por finalizado el simulacro, tras verificarse el cumplimiento de los objetivos previstos.

Central nuclear José Cabrera

El simulacro interior del PEI tuvo lugar el 15 de abril de 2004.

Desde una situación operativa del 100% de potencia, se simuló alta actividad en el refrigerante del reactor, se produjo disparo del reactor por bajo nivel en el presionador, se inició inyección de seguridad y se declaró situación de *Prealerta* y entrada en los procedimientos anormales de operación.

Se postularon diversas malfunciones eléctricas perdiéndose Zorita Hidráulica, y fallo en válvulas que comprometían el enfriamiento del núcleo, se declaró *Alerta de emergencia*. El fallo en la inyección de seguridad, produjo alarma de muy bajo nivel

de la vasija del reactor, lo que llevó a declarar *Emergencia en emplazamiento*.

Tras la actuación de los mantenimientos, en los que se produjo un herido con contaminación interna, el restablecimiento a valores nominales de los caudales de la inyección de seguridad y de las bombas de carga, permitió reclasificar la situación a *Alerta de emergencia*. Tras verificarse el cumplimiento de los objetivos previstos se declaró el fin del simulacro.

Central nuclear Vandellós II

El simulacro interior del PEI tuvo lugar el 29 de abril de 2004.

Desde una situación operativa de final de la vida del ciclo, con varios equipos de seguridad en descargo, se detectó incendio en la bomba de filtrado del aceite de lubricación de turbina y fallo en el sistema automático de extinción de dicha bomba, lo que llevó a declarar *Prealerta*, se simuló que uno de los bomberos, había sufrido intoxicación en el proceso de extinción del incendio.

Una fuerte tormenta eléctrica provocó la pérdida de la línea de 220 kV, y posteriores distorsiones en las líneas de alta tensión produjeron la pérdida de la línea de 400 kV, que motivaron disparo de turbina y disparo del reactor, por lo que se declaró *Alerta de emergencia*.

Se comenzó a operar con los procedimientos de operación anormal y se activaron los trabajos de recuperación del suministro de energía eléctrica en descargo, se inició el enfriamiento del núcleo por circulación natural y la boración del refrigerante hasta concentraciones similares a las de parada fría.

Se produjo despresurización súbita del primario, lo que provocó aumento de caudal de las bombas de carga, en esa situación falló en abierto una válvula de alivio del presionador que provocó una situación de LOCA iniciándose automáticamente la inyección de seguridad.

La pérdida de refrigerante produjo alarma de alta radiación en contención y aumento de nivel en sumideros, declarándose *Emergencia en el emplazamiento*.

Se simuló la pérdida del sistema automático de envío de datos a la Salem, por lo que para seguimiento del escenario, los datos debieron ser aportados por métodos alternativos.

Se detectó contaminación en pórticos a uno de los operarios que abandonaba zona controlada, tras su lavado externo y medida de la contaminación, se descartó la presencia de contaminación interna. Se activó el plan de vigilancia radiológica (PVRE), midiéndose valores normales de radiación ambiental. Se recuperó el sistema automático de envío de datos a la Salem.

Se recuperó uno de los diesel en mantenimiento, se aisló la inyección de seguridad y se reclasificó la situación a *Prealerta*, se cerró la válvula de alivio del presionador y se restableció su nivel de operación, se recuperó la energía eléctrica exterior y se continuaron los pasos que permitieron la puesta en servicio del sistema que llevaría la planta a parada fría. Tras verificarse que el cumplimiento de los objetivos previstos se habían cumplido se declaró el fin del simulacro.

Instalación nuclear El Cabril

El día 17 de junio de 2004 tuvo lugar el simulacro anual correspondiente a la instalación de El Cabril.

El escenario del simulacro tuvo como suceso iniciador la caída de una *saca big bag* durante las operaciones que se realizaban en el módulo 2.

En la caída la *saca* se dañó, dispersando en dicho módulo material radiactivo, contaminando al operario que manipulaba la carretilla. Por el director de emergencia se declaró *Alerta de emergencia* y se activó el PVRE.

Se detuvo la ventilación del edificio, se atendió a la persona contaminada, y se estableció un plan de recuperación del material disperso y descontaminación de las zonas afectadas.

Tras verificarse por el director de emergencia el cumplimiento de los objetivos previstos se declaró el fin del simulacro, desactivando a las organizaciones activadas.

Instalación nuclear de Juzbado

El simulacro anual de emergencia en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado se realizó el día 15 de julio de 2004.

Se simuló un accidente de criticidad en una mezcladora por incumplimiento de varios requisitos administrativos, por lo que el director de emergencia declaró *Emergencia en el emplazamiento*.

Después del recuento de personal se detectó dos personas desaparecidas. Tras evaluar que la situación radiológica lo permitía, se ordenó a miembros de la brigada contra incendios (BCI) evacuar a los desaparecidos, mediante cámaras de TV se localizó a una de ellos en el área de embalaje de combustible de centrales de agua a presión (PWR), el otro fue localizado en la zona de manipulación de combustible de centrales de agua en ebullición (BWR).

Tanto éstas personas, como alguna de las que trabajaban en el área cerámica en el momento del accidente, presentaban síntomas de contaminación. Al personal contaminado se le han tomado muestras de orina y posterior muestra de heces.

Se procede a la toma de muestras ambientales, los heridos son trasladados a centros hospitalarios externos y se organiza la evacuación ordenada de la instalación.

Tras lecturas de valores normales en el sistema de alarma frente a criticidad, y cumplidos los objetivos previstos se decretó fin del simulacro.

Durante la realización de los simulacros de emergencia descritos, los centros de coordinación operativa (Cecop) de las delegaciones y subdelegaciones de gobierno de las provincias de Guadalajara, Burgos, Cáceres, Valencia y Tarragona fueron debidamente alertados y activados, manteniéndose comunicaciones frecuentes desde la Salem y las respectivas centrales nucleares con estos centros, así mismo se realizaron ejercicios parciales aprovechando la realización de dichos simulacros.

El CSN evaluó la realización de estos simulacros, destacando en todos ellos inspectores que presenciaron su realización y levantaron las correspondientes actas, en las que no se han evidenciado deficiencias significativas de las respectivas organizaciones de emergencia, en la capacidad de respuesta de los titulares de dichas instalaciones frente a los escenarios programados.

8.2.3.3. Ejercicios Internacionales

Dentro del programa de ejercicios de la Unión Europea para el mantenimiento del sistema de intercambio rápido de información radiológica en caso de emergencia (Ecurie) a lo largo de 2004 el CSN participó en cuatro ejercicios internacionales Ecurie; dos de nivel I, que sirvió para evaluar las comunicaciones de los países que pudieran verse afectados por un hipotético accidente, otros dos de nivel III, en el que participaron de forma activa varios estados y sus respectivas organizaciones responsables en materia de seguridad nuclear y protección radiológica a la población. El CSN participó desde la Salem enviando datos de la red de vigilancia radiológica (Revira), a través del programa Eurdep.

Durante el año 2004 se han realizado dos ejercicios Emercom de comunicaciones con el Organismo Internacional de Energía Atómica, en el que el CSN ha sido notificado a través de la Delegación Provincial de Protección Civil.

8.2.3.4. Incidencias

A lo largo del año 2004 la sala de emergencias del CSN no fue activada en ninguna ocasión.

Durante este año se produjo una *Prealerta de emergencia*, suceso de categoría I, ocurrido el día 6 de junio de 2004 en la central nuclear de Ascó II, la situación de la planta se mantuvo controlada.

Por otra parte, durante el año 2004 se gestionaron en el CSN, tras la notificación a la Salem, varios casos de detección de fuentes radiactivas o de rastros de contaminación radiactiva en chatarra en las entradas a acerías o industrias de recuperación de residuos metálicos. En todos los casos la gestión consistió en inmovilización del material, caracterización radiológica del mismo por una unidad técnica de protección radiológica debidamente autorizada para ello y, en su caso, inmovilización y retirada del material encontrado por parte de Enresa.

Adicionalmente, en la sala de emergencias se recibieron varias notificaciones acerca del deterioro de bultos radiactivos debido a caídas de los mismos durante su trasiego en el transporte. En todos los casos el CSN designó un inspector sin que en ninguno de ellos se detectara rotura o pérdida de integridad en sus respectivos contenedores de transporte, procediéndose posteriormente a su retirada en condiciones de seguridad por parte de personal de las respectivas entidades expedidoras.

De estas notificaciones y de otras relacionadas con incidentes ocurridos con equipos o instalaciones radiactivas, cabe destacar las siguientes incidencias, las cuales son atendidas por los inspectores del CSN acompañados, si la situación lo requiere, de los inspectores acreditados de las comunidades autónomas:

- El día 5 de enero de 2004 la Dirección General de Protección Civil solicitó al CSN personal para acudir a Minglanilla (Cuenca), para realizar medidas de radiación en relación con dos

supuestos meteoritos caídos en una zona que está acordonada. Fue activado el retén del Grupo radiológico y dos técnicos del CSN se desplazaron a la zona, donde comprobaron la inexistencia de meteoritos ni de valores radiológicos anormales en la zona.

- El día 14 de enero de 2004 se recibió notificación por fax del Instituto Técnico de la Construcción, en el que se comunica un incidente con un equipo Troxler en las obras de la autovía Sax-Castalla (Alicante). El equipo fue pisado por la rueda de un remolque al realizar una maniobra de marcha atrás. El equipo fue retirado dentro de su maleta hasta el bunker de la instalación, después de comprobar su integridad radiológica.
- El día 4 de febrero de 2004 se recibió notificación por correo electrónico de la acería ACB (Acería compactada Bizcaia) ubicada en Sestao, indicando la localización de una partida de material contaminado procedente de la central nuclear de Santa María de Garoña. Dicho material fue caracterizado y debidamente señalizado hasta proceder a su retirada.
- El día 5 de marzo de 2004 se recibió una llamada en la Salem de la empresa Elekta, comunicando que el incendio ocurrido en el Hospital Universitario de Palma de Mallorca no había afectado a la instalación radiológica (acelerador lineal de electrones) y que había sido motivado por un corte de potencia.
- El día 5 de marzo de 2004 se recibió en la Salem una llamada telefónica procedente del Hospital General Yagüe de Burgos, informando que por error se había irradiado con bomba de cobalto a varios pacientes que no lo necesitaban. El hospital envió un informe del incidente.
- El día 11 de marzo de 2004 ante los atentados cometidos en Madrid, se alertó desde la Salem al equipo de retén. Así mismo, y también por

indicación de la Presidenta del Organismo, se requirió a todas las centrales que extremasen las medidas de precaución previstas en los planes de protección física de las instalaciones.

- El día 24 de marzo de 2004 se recibió en la Salem una notificación de la empresa siderúrgica Sidenor Industrial, situada en Reinosa (Cantabria), comunicando la detección de material radiactivo en el pórtico de control, en un camión con polvos procedentes de la instalación de tratamientos de gases, a la salida de la instalación. En cumplimiento de los compromisos adquiridos y con las indicaciones dadas por el CSN, Sidenor Industrial aisló el camión y analizó unas muestras del polvo de acería transportado en el camión, concluyendo que contenía Cs-137 (indicativo de la posible fusión de una fuente radiactiva). Este hecho motivó la parada inmediata de la planta para proceder a la caracterización radiológica de la misma. Los valores obtenidos son del orden del fondo habitual, salvo en el silo de almacenaje de la depuración de los humos y en las proximidades del camión, donde se han medido tasas de dosis en contacto comprendidas entre 2 y 4 $\mu\text{Sv/h}$.
- El día 27 de marzo de 2004 se comunicó a la Salem la sustracción en el estacionamiento del área de descanso El Cisne, situada en el punto kilométrico 309 de la carretera N-II, en la provincia de Zaragoza, de un equipo para la medida de densidad y humedad del terreno, que contenía dos fuentes radiactivas de baja actividad: una de 10 mCi de Cs-137 y otra de 40 mCi de Am/Be.
- El día 23 de abril de 2004 se recibió notificación de SGS Tecnos, S.A. de un incidente en la central de ciclo combinado de Arcos de la Frontera (Cádiz) al finalizar el radiografiado de una soldadura, el operador detectó que al recoger el telemando la fuente no se retraía al contenedor. Aplicaron el plan de emergencia y durante toda

la operación no hubo riesgo para el personal ni el público.

- El día 29 de abril de 2004 se recibió notificación por fax de la empresa SGS Tecnos SA de una sobre-exposición por encima de los límites dosimétricos anuales, de dos operadores, en la central térmica de Puente Nuevo (Córdoba), durante el radiografiado de soldaduras de los tubos de la caldera.
- El día 14 de mayo de 2004 se recibió una llamada en la Salem del Hospital de la Ribera de Alcira (Valencia) informando de la caída de un contenedor de plomo con un vial conteniendo Tecnecio-99 meta estable, en la sala de preparación de radio fármacos. Se procedió a la limitación de accesos y a la descontaminación siguiendo sus protocolos. No se detectó indicios de contaminación de las personas involucradas en el suceso ni en la descontaminación. El hospital mandó un informe del incidente.
- El día 21 de mayo de 2004 la fábrica de Juzbado puso en conocimiento del CSN, mediante fax, que como consecuencia de una tormenta eléctrica se habían visto afectados los siguientes sistemas de seguridad, cuyo funcionamiento está regulado por las especificaciones de funcionamiento, sistema de alarma de criticidad, sistema de ventilación y aire acondicionado, sistema de protección contra incendios, sistema meteorológico y otros circuitos de menos responsabilidad. Se tomaron las acciones previstas en las ETF's y en particular se detuvo el movimiento de material nuclear en todas las áreas.
- El día 21 de mayo de 2004, Enusa comunicó al CSN que se había producido el disparo del sistema de extinción en la subestación principal (Q-01) de la planta Quercus (en situación de cese definitivo) durante la revisión-comprobación del sistema de detección asociado. Se

adoptaron, de acuerdo con las ETF's, las medidas siguientes: rondas de vigilancia a partir de las 21:00 horas, comunicación al CSN y refuerzo del sistema de extinción con extintores portátiles.

- El día 31 de mayo de 2004 la acería Acelor en Zumárraga notificó la detección de actividad radiológica en transporte de polvo de la acería. La partida fue aislada y se solicitó la realización de un control radiológico a la UTPR Proinsa. Se les indicó por parte del CSN que adoptaran las siguientes medidas complementarias:
 - Caracterización radiológica detallada de la instalación y de los vehículos que hubieran estado en contacto con el material contaminado.
 - Confinamiento y aislamiento de todos los materiales afectados.
 - Adopción de las medidas necesarias para evitar la dispersión del material radiactivo y la irradiación y la contaminación de las personas.
 - Identificación de los trabajadores que hayan estado en las zonas contaminadas y valoración de su posible exposición.
 - Análisis de los datos disponibles sobre entradas y salidas de materiales de la instalación para identificar posibles vías de dispersión de la contaminación fuera de la factoría.
- El día 6 de junio de 2004 a las 6:31 horas se produjo el disparo del reactor de la central nuclear de Ascó II. A las 7:31 horas el jefe de turno comunicó a la Salem que se trataba de un suceso de categoría 1 *Prealerta* (punto 1.1.3 del PEI): *Actuación del sistema refrigeración de emergencia del núcleo con entrada de agua en la vasija que no sea causada por una señal espuria o por la realización de pruebas*. La situación de la planta estuvo controlada. La causa del disparo fue la

perturbación en la red exterior, por el disparo de un transformador en la estación de Can Jordi (Barcelona).

- El día 18 de junio de 2004 se recibió fax de notificación de suceso en instalación radiactiva, informando de un incidente ocurrido en el servicio de radioterapia del hospital de la Esperanza. Dos operarios se encontraban en el interior de la sala del acelerador lineal cuando se estaba irradiando a un paciente, se ha estimado que la dosis recibida fue de 8 micro sievert.
- El día 28 de junio de 2004 se recibió una llamada en la Salem de la Acería compacta de Vizcaya y comunicaron que en la entrada a la acería de un camión cargado con aluminio y escoria, había saltado la alarma del pórtico. Rastrearón la carga, encontrando dos piezas de Radio-226.
- El día 30 de junio de 2004 fue activada desde la Salem la UTPR Proinsa. Dos técnicos del CSN y uno de Proinsa se desplazaron a Vicálvaro para realizar mediciones en una acería, ante la sospecha de una posible contaminación por Radio-226.
- El día 6 de julio de 2004 se recibió fax del Hospital de la Paz comunicando una incidencia detectada el día 5 de julio en la instalación de medicina nuclear de dicho hospital, donde se ha producido el vertido del contenido radiactivo de unos tanques utilizados para la eliminación controlada del I- 131 de la orina de los pacientes. La causa del suceso fue el fallo en una de las válvulas de entrada de agua, que llenaron en su totalidad los depósitos produciendo la salida del contenido radiactivo por el rebosadero.
- El día 8 de julio de 2004 se recibió fax del titular de la instalación IR/c-44/91-IRA 1825 informando de que en los trabajos de sustitución de los filmes de titanio que cubren la ventana del cabezal emisor que alberga la fuente radiactiva del equipo se ha requerido un mayor tiempo de exposición al habitual, debido a una avería en la señalización luminosa.
- El día 20 de julio de 2004 se recibió llamada del aeropuerto de Vitoria comunicando la caída de cuatro cajas de material radiactivo cuando eran trasladados desde la unidad de carga al avión. Tras la caída, uno de los bultos quedó deteriorado al pasar por encima el vehículo que portaba las unidades de carga. Se procedió a aislar la zona, informando al Gobierno Vasco, Guardia Civil, Consejo de Seguridad Nuclear y empresa destinataria del transporte. Desde la Salem, se contactó con el gobierno vasco y con el inspector acreditado por el CSN en el país vasco. Una vez desplazado al aeropuerto, se procedió a medir la tasa de dosis en contacto con el bulto, obteniendo unos niveles de 0,5 micro-sievert/hora. se retiró el bulto por parte de la compañía National Express debidamente acondicionado para ser transportado por carretera a las instalaciones de la empresa Amersham en Tres Cantos, donde debía ser entregado.
- El día 2 de agosto de 2004 se recibió fax de GSB Acero, S.A. ubicada en Azkoitia-Guipúzcoa en el que se notifica el derrame de una colada de acero sobre la zona donde se encuentra el contenedor de una fuente de Co-60 con una actividad de 0,202 GBq. En el fax se describen las acciones llevadas a cabo para la limpieza y retirada de la fuente y contenedor.
- El día 3 de agosto de 2004 se recibió fax del Hospital Ramón y Cajal de Madrid comunicando un incidente ocurrido el 2 de agosto en la unidad de cobaltoterapia. Tras finalizar el tiempo de tratamiento de una paciente, la fuente no retornó a su posición de seguridad. Las consecuencias radiológicas tanto para la paciente como para el personal que intervino en la operación de emergencia fueron mínimas.

- El día 24 de agosto de 2004, se recibió la notificación por parte de End Control, S.L., del suceso notificable detectado el 23 de agosto. Un operador de esa empresa, después de realizar un examen radiográfico con un equipo de gammagrafía industrial (Indio-192) en las instalaciones de Cepsa en Tenerife, se encontró que no podía retornar la fuente radiactiva a su contenedor de blindaje. Dicho operador blindó con plomo la fuente y avisó al supervisor de la instalación. La fuente se recuperó el día 24. El CSN clasificó el suceso con el nivel 1 de la Escala internacional sucesos nucleares (INES).
- El día 3 de septiembre de 2004 se recibió fax de la empresa Acerinox comunicando que se había producido un rebose de acero en la línea de colada, afectando a la obturación de la fuente de Co-60. La tasa de dosis es igual al fondo.
- El día 8 de septiembre de 2004, se recibió comunicación telefónica del Hospital Oncológico de A Coruña comunicando la aparición de seis agujas de radio con una actividad estimada de 18 mCi en total y 67 columnas de Indio-113. Todo este material se procedió a depositarlo en un lugar confinado hasta su retirada por Enresa.
- El día 8 de octubre de 2004 se recibió un Fax procedente de la empresa Applus informando de un incidente radiológico mientras se estaba realizando el radiografiado de una tubería de agua junto a la central hidráulica de Leizarán. Hay tres personas con dosis superiores a 3 mSv (14 mSv según informaciones posteriores). De ellas, dos no tienen licencia ni de operador ni de supervisor.
- El día 10 de octubre de 2004 se recibió en la Salem un fax de la empresa Applus informando de un incidente radiológico ocurrido el día anterior en la empresa Petronor de Vizcaya por el que se han irradiado cuatro personas. El trabajador más expuesto ha recibido 1,012 mSv.
- El día 14 de octubre de 2004 se recibió un fax procedente de Enresa informando de una incidencia en la expedición de residuos radiactivos y de su posible deterioro como consecuencia de un incendio en la nave donde estaban almacenados.
- El día 15 de octubre de 2004 se recibió un fax en la Salem de la empresa SCI en el que se informó de un posible incidente radiológico al dar el dosímetro de un trabajador que hacía radiografías una lectura de 329,85 mSv.
- El día 19 de octubre de 2004 a las 9:25 horas comunicaron desde la central nuclear de Santa María de Garoña que a primera hora de la mañana se habían encadenado al vallado exterior unos veinte simpatizantes de Greenpeace, sin que se hubieran producido incidentes que pudieran afectar al normal desarrollo de las actividades de la planta. Se reforzó la vigilancia interior y se incrementó el número de rondas, el CSN realizó un seguimiento del suceso desde la Salem y a las 15 horas la Guardia Civil procedió a desencadenar y a detener a los manifestantes, sin incidentes reseñables.
- El día 22 de octubre de 2004 se recibió fax procedente de la empresa Sidmed siderúrgica, del puerto de Sagunto, comunicando la irradiación de tres operarios de mantenimiento no profesionalmente expuestos.
- El día 25 de octubre de 2004 se recibió llamada del aeropuerto de Barajas comunicando el aplastamiento de un bulto radiactivo.
- El día 27 de octubre de 2004 se recibió fax de la empresa Celsa, de Castellbisbal, comunicando detección de material radiactivo en el pórtico de la factoría.
- El día 28 de octubre de 2004 se recibió notificación telefónica del subdirector de sanidad exterior, comunicando el atraque en el puerto de

Vigo de un barco que transportaba material radiactivo, solicita inspección radiológica previa.

- El día 5 de noviembre de 2004 se recibió fax en la Salem de la Compañía Española de Lamina- ción, S.L. comunicando la detección de material radiactivo en la entrada de la instalación situada en Castellbisball.
- El día 5 de noviembre de 2004 se recibió en la Salem un informe sobre un incidente radioló- gico ocurrido en la chatarrera Celsa del polí- gono industrial San Vicente de Barcelona.
- El día 9 de noviembre de 2004 se recibió en la Salem una notificación del aeropuerto de Bara- jas en la que comunican la detección de fuentes radiactivas de Mo-99 e Ir-131 deterioradas. Desde la Salem se activa a los dos inspectores del retén del grupo radiológico para que reali- cen medidas, tras las comprobaciones oportunas se llega a la conclusión que no han sufrido deter- ioro los bultos radioactivos.
- El día 10 de diciembre de 2004 se recibió noti- ficación del titular de la instalación IR/NA- 49/97(Miner) e IRA-2306/97 sobre el incidente detectado el día 7 de diciembre en la factoría de Sarriopapel, una posible fuga de gas radiactivo del equipo medidor; se solicitó al fabricante del equipo la revisión del mismo con carácter urgente.

En relación con sucesos o incidentes ocurridos fuera de nuestras fronteras, las notificaciones más relevantes provinieron de la comisión Europea, a través del sistema Ecurie.

- El día 3 de marzo de 2004 se recibió una notifi- cación Ecurie informativa comunicando la pér- dida de una fuente en Suiza.
- El día 5 de marzo de 2004 se recibió una notifi- cación Ecurie informativa comunicando el robo de cuatro gammágrafos equipados con fuentes

de Iridio en el sur de Italia. El mismo día se recibió notificación sobre dicho suceso de la Dirección General de Protección Civil (DGPC).

8.3. Planes de emergencia de las instalaciones

El plan de emergencia interior de las instalaciones nucleares es uno de los documentos preceptivos para las autorizaciones de explotación de éstas, de acuerdo con el vigente *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*.

Cada plan de emergencia interior circunscribe su alcance al propio emplazamiento de la instalación, zona en la que el titular ejerce el control efectivo de todas las actividades que se llevan a cabo en su explotación (zona bajo control del explotador), y a las organizaciones del titular dispuestas para afron- tar las emergencias que pudieran acontecer en dicha zona. En el plan se especifican las medidas previstas por el titular y la asignación de responsa- bilidades para hacer frente a las condiciones de accidente o emergencia en él tipificadas; con objeto de proteger al personal de la instalación, mitigar sus consecuencias y notificar, a las autoridades competentes, para que en su caso, puedan activar el plan de emergencia exterior correspondiente al entorno de la instalación y adoptar las medidas de protección a la población previstas en éste.

Los contenidos del plan de emergencia interior y del plan de emergencia exterior, atendiendo a la interfase descrita en el vigente *Plan básico de emer- gencia nuclear*, están correlacionados entre sí; prin- cipalmente en lo que respecta a la clasificación de las categorías de emergencia y al mecanismo de pronta notificación, por parte del titular de las instalaciones nucleares, al Centro de coordinación operativa (Cecop) correspondiente y a la Salem del CSN de los sucesos iniciadores que motivan la declaración de una emergencia.

Durante el año 2004, todas las instalaciones nucleares españolas mantuvieron vigente su respectivo *Plan de emergencia interior*, aprobado en su día por las resoluciones ministeriales correspondientes tras la previa evaluación y emisión del preceptivo informe por el CSN. En este año, tuvieron entrada en el CSN solicitudes correspondientes a las propuestas de revisión del plan de emergencia interior de las centrales nucleares de Vandellós II, Santa María de Garoña, Trillo, así como de las instalaciones nucleares de Vandellós I y del Ciemat.

Dichas propuestas de revisión del Plan de emergencia interior de las centrales nucleares, atendían a cuestiones diversas que para la central nuclear de Vandellós II aludían a: modificaciones del personal del retén de emergencia, para Santa María de Garoña a cambios organizativos diversos y para Trillo a modificaciones en las brigadas de lucha contra incendios y a modificaciones en el tiempo de incorporación del personal de diversos retenes de mantenimiento. En el caso de Vandellós I, la propuesta de revisión ha contemplado los sucesos iniciadores del PEI en la nueva situación de latencia de la instalación y para el Ciemat la adecuación de terminología de su PEI, al del resto de instalaciones nucleares, revisión de los sucesos iniciadores, declaración de la organización y del personal de retén para afrontar la emergencia y la necesidad de enviar al CSN copia controlada de dicho PEI.

Las actividades de evaluación y emisión de los informes del CSN sobre las mencionadas solicitudes, al igual que las concernientes a inspecciones realizadas sobre el mantenimiento por el titular, de la operatividad del respectivo plan de emergencia interior y de su capacidad de respuesta ante emergencias, se describen en los apartados de este informe relativos a cada instalación.

En relación con la capacidad de respuesta de los titulares de las instalaciones para afrontar emer-

gencias, y de acuerdo con la Guía de seguridad 1.9 del CSN, se elaboró el programa anual de realización de simulacros de emergencia en las distintas instalaciones nucleares, y la distribución temporal de su realización.

Para el desarrollo de dichos simulacros se establecieron criterios relativos al desconocimiento previo de los supuestos técnicos que debían simularse y se pusieron en práctica nuevos criterios de mejora relativos a los objetivos, alcance y duración de los distintos simulacros realizados en las centrales nucleares, como resultado del análisis de mejora hecho en el CSN sobre los criterios de realización de simulacros de emergencia en dichas instalaciones.

Se efectuaron los preceptivos simulacros interiores en las siete centrales nucleares en explotación, en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca) y en el centro de almacenamiento de El Cabril (Córdoba) (descritos en el apartado 8.2.3.2 Ejercicios y Simulacros, de este informe), en todos ellos se activó la organización de respuesta a emergencia del CSN y, en el caso de las centrales nucleares, además el Cecop de los correspondientes planes de emergencia exterior.

Tanto de la evaluación de los simulacros de emergencia realizados, como de los resultados de las inspecciones efectuadas en las instalaciones sobre el estado de implantación de su respectivo plan de emergencia interior y sobre los simulacros de emergencia, se concluyó que las actividades realizadas por los titulares para mantener su capacidad y coordinación con las autoridades nacionales en la respuesta ante posibles emergencias eran adecuadas. Se ha elaborado en la SEM el borrador de instrucción técnica sobre los criterios para mejorar la preparación, planificación, ejecución y evaluación de simulacros anuales en centrales nucleares, cuyo envío a las centrales nucleares está previsto para el comienzo del año 2005.

8.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares

El Real Decreto 158/1995 establece que los titulares de las actividades de almacenamiento, manipulación, procesado y transporte de los materiales nucleares precisan una autorización específica para el ejercicio de tales actividades, que es concedida por la Dirección General de Política Energética y Minas, previos informes del Ministerio del Interior y del Consejo de Seguridad Nuclear, de acuerdo con sus normativas internas específicas. Esta autorización se expedirá por un plazo de dos años de validez, tras los cuales, los titulares de la autorización específica deberán presentar ante la Dirección General de Política Energética y Minas la solicitud de la prórroga correspondiente.

A lo largo del año 2004, cumpliendo con el *Programa de inspecciones de seguridad física*, se realizaron inspecciones a las centrales nucleares: Ascó, Trillo, Almaraz y José Cabrera y a la fábrica de combustible nuclear de Enusa en Juzbado. Estas inspecciones fueron realizadas por un equipo que integra inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear, de la Unidad Central de Seguridad Privada de la Dirección General de la Policía y del Servicio de Protección y Seguridad (Seprose) de la Guardia Civil y tuvieron como fin el verificar el estado de implantación del modelo integrado de seguridad física en las instalaciones mencionadas.

Este modelo se fundamenta en la convergencia de tres líneas de actuación: seguridad interior de las instalaciones, el apoyo de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado y un plan de información preventiva.

Entre la documentación evaluada por el área de seguridad física del CSN cabe mencionar el Plan de seguridad física de Etsa, empresa dedicada al transporte de combustible nuclear, el anteproyecto del plan de seguridad física del Almacenamiento Temporal Intermedio (ATI) de la central nuclear José Cabrera, y el *Plan de seguridad física* para la fase de latencia de la central nuclear Vandellós I.

Se ha elaborado una Instrucción técnica del CSN sobre los criterios a los que se han de ajustar los sistemas de seguridad física de las centrales nucleares de potencia, la cual ha incorporado comentarios internos y continúa el trámite para obtener su aprobación a corto plazo.

Se ha requerido a las organizaciones de seguridad física de las centrales e instalaciones nucleares un refuerzo de sus sistemas de seguridad física de acuerdo con sus características específicas ante la situación de amenaza planteada por los últimos atentados terroristas de 2001 y 2002.

En general, se puede afirmar que las instalaciones han implantado, de acuerdo con sus características específicas, diversas mejoras en: sus sistemas de protección física, tanto activos como pasivos, en sus sistemas automáticos de detección de intrusión, su organización de seguridad física, formación del personal, procedimientos de actuación, mantenimiento de los sistemas, etc.

Personal del CSN ha participado en las pruebas realizadas en las centrales nucleares de Cofrentes y Vandellós II sobre la idoneidad de los nuevos detectores de explosivos tipo pórtico con los que las centrales nucleares quieren dotar el control de accesos al área protegida.

Se ha participado en la preparación, organización y celebración de un curso piloto de formación en tecnología, seguridad nuclear, protección radiológica y seguridad física de instalaciones nucleares, en la central nuclear Cofrentes dirigido a la formación específica de los agentes de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado que actuarían en caso de contingencia de protección física en la central. Tras la validación del curso y de sus objetivos, se planifica su celebración en otros emplazamientos durante 2005.

A solicitud del Gabinete Técnico de Presidencia (GTP), personal del CSN ha participado, dentro del acuerdo de cooperación suscrito entre el CSN y

la Amac, en charlas de formación sobre protección radiológica, concretamente, en Cofrentes, en Quintana Martín Galíndez (Santa María de Garoña), en Zorita de los Canes (José Cabrera) y Ascó.

En lo relativo a normativa, recomendaciones y acuerdos internacionales, en 2004 se ha celebrado, en Madrid, en la sede del CSN, la X Reunión del Grupo de Reguladores Nucleares Europeos en materia de seguridad física (Ensra), firmándose en dicho acto, el acta de creación del grupo. La reunión se complementó con una visita de los representantes de los integrantes de Ensra a la central nuclear Trillo.

Adicionalmente, dos representantes del Consejo de Seguridad Nuclear han asistido a la reunión de partes de la iniciativa global para la reducción de amenazas que tuvo lugar en el Centro Internacional de Viena (Austria), durante los días 17 y 18 de septiembre de 2004.

Asimismo, se ha participado en el proyecto *Mega-port* de los EEUU, como parte de la segunda línea de defensa iniciada por el Departamento de Energía (US DOE) con el objetivo de afrontar, detectar e impedir el tráfico ilícito material nuclear o radiactivo en determinados puertos con gran movimiento de materiales y mercancías.

9. Planes de investigación

La Ley 15/1980 de 22 de abril, atribuye al Consejo de Seguridad Nuclear en el artículo 2, la *función de establecer y efectuar el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica*.

El cumplimiento de esta función se concretó, durante 2004, en 67 proyectos y la gestión de un presupuesto propio de 3.905.077 euros, de acuerdo a las pautas establecidas en el plan de investigación del CSN. Una buena parte de los proyectos de investigación se llevó a cabo en colaboración con otras instituciones, siendo destacable la colaboración con Unesa (Plan coordinado de investigación), Ciemat (acuerdo marco de colaboración) y Enresa. La subvención mediante concurso permitió la realización de 30 de ellos.

Los proyectos de investigación desarrollados contribuyeron a mejorar los conocimientos, métodos y herramientas empleados por el personal del CSN en la realización de sus funciones, ayudando a que sus actuaciones sean más eficaces y eficientes. También permitieron incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de instalaciones o actividades reguladas y de aquellas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares. Los resultados de los proyectos finalizados se describirán en una publicación titulada *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en 2004*.

En los apartados que siguen se hace una síntesis de los 54 proyectos en curso al terminar el año, describiendo los beneficios de los otros 13 ya finalizados, así como del plan de investigación y sus circunstancias.

9.1. Plan del CSN y planes concertados con otras organizaciones

La garantía y el mantenimiento de la independencia técnica atribuida a los organismos reguladores

como el Consejo de Seguridad Nuclear exige, como uno de sus soportes, que realicen, por sí mismos o a través de agentes, investigación y desarrollo sobre aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica que inciden directamente en su labor. Numerosos temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, tales como el diseño, materiales, construcción, operación y clausura de instalaciones, requieren el empleo de técnicas multidisciplinarias y complejas. Estos aspectos tienen a veces problemas no resueltos y requieren, por ello, programas de investigación. Estos programas, por referirse con frecuencia a temas comunes a varios países, son susceptibles de abordarse en cooperación internacional, permitiendo que su coste, a veces muy elevado, pueda distribuirse entre los participantes.

El 1^{er} *Plan de Investigación del CSN* de 1987 fue actualizado mediante el lanzamiento del *Plan Quinquenal de Investigación 1996-2001*. Si en el primero se decidieron las líneas de investigación después de tener en cuenta, además de las necesidades del país, lo realizado en el extranjero tanto por la industria como por organismos nacionales e internacionales, en el plan quinquenal se ponía al día aquel, con el compromiso de realizar una revisión y actualización anual con el fin de incorporar nuevos proyectos y analizar aquellos en proceso de desarrollo.

El hecho de que ocurrieran hitos tan significativos en esta línea de trabajo como la firma de los convenios CSN-Ciemat, CSN-Enresa, CSN-Unesa, la renovación del convenio CSN-NRC (EEUU) y, la firma del convenio marco CSN-Unesa, hicieron patente la necesidad de una primera y otra segunda actualización del plan quinquenal.

Así como el convenio CSN-Ciemat fija el marco general de los campos de actuación por los que ambos organismos pueden complementar sus respectivas capacidades para el ejercicio de sus competencias específicas, el convenio CSN-Unesa tiene por objeto establecer mecanismos de planificación,

seguimiento y coordinación de los proyectos de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que son de interés común para el CSN y el Sector Eléctrico y que constituyen el *Plan Coordinado de Investigación*, fijando los objetivos técnicos y los compromisos económicos necesarios para que las actividades de investigación en esas materias tengan el volumen y la calidad adecuadas al programa nuclear español.

Los compromisos científicos y técnicos y las obligaciones derivadas del convenio con Unesa se materializan a través de acuerdos específicos para cada proyecto de investigación, con presupuestos y financiación directa y compartida, adecuada a cada uno de ellos. Estos acuerdos específicos pueden contraerse entre las partes contratantes o bien con participación de terceras instituciones o entidades, prioritariamente nacionales. El coste económico del desarrollo de los proyectos del Plan Coordinado de Investigación, si no se determina lo contrario, se distribuye al cincuenta por ciento entre las partes, estimándose en novecientos mil euros anuales para cada una. Esta situación ha cambiado con la aprobación de la propuesta del nuevo modelo de investigación conjunta CSN-Unesa que, manteniendo totalmente en vigor el espíritu de coordinación e intercambio de conocimientos sobre los que se basa el PCI, especifica los nuevos criterios de actuación.

Con objeto de rentabilizar los esfuerzos de investigación que se realizan, el plan del CSN establece mecanismos de difusión de los frutos de los mismos, tales como la publicación de informes técnicos y la celebración de jornadas técnicas sobre aspectos específicos y de naturaleza global que permiten divulgar los aspectos tecnológicos implicados en el desarrollo de los proyectos y posibilitan el intercambio directo de ideas.

En el año 2001 fue conveniente revisar las orientaciones estratégicas del plan de investigación vigente y para ello, el CSN estableció una ponencia interna que redactó un documento en el que se

recogen estas nuevas estrategias y que servirá de base para la redacción de un nuevo plan de investigación que oriente las futuras actuaciones y proyectos de I + D.

Además, el CSN creó una unidad administrativa nueva, la Oficina de Investigación y Desarrollo (OFID), a la que se encomendó la gestión y coordinación de todas las actividades de I+D en el CSN, desde la recepción de propuestas de proyectos de investigación de las direcciones técnicas hasta la difusión y promoción de la aplicación de sus resultados.

Como resumen, para mejor cumplimiento de su responsabilidad tal como especifica el apartado ñ) del artículo. 2º de su Ley de Creación, el CSN:

- a) Dedicar alrededor del ocho por ciento de su presupuesto al establecimiento de planes de investigación en materias de su competencia, lo que le llevó a destinar 3.905.077 euros a este cometido en 2004.
- b) Estableció un convenio con el sector eléctrico por el que se creó un *Plan Coordinado de Investigación*, de naturaleza paritaria, que incluye temas de interés común.
- c) Estableció un procedimiento interno a través del cual se canalizan las propuestas de los expertos del CSN, se efectúa el seguimiento de los proyectos de investigación y se analizan y ponen en práctica los frutos obtenidos.
- d) Participa en la gestión, desarrollo y ejecución de los proyectos de investigación internacionales que se llevan a cabo en el seno de la Comisión Europea, la Agencia de Energía Nuclear de la OECD y el Organismo Internacional de Energía Atómica.
- e) Publica los documentos: 1) *Plan Quinquenal de Investigación del Consejo de Seguridad Nuclear*, y

2) *Productos y beneficios de los proyectos de investigación* (que finalizan cada año). El primer documento recoge el desarrollo tecnológico en seguridad nuclear y protección radiológica habido en el año en curso y su implantación real en la mejora de las evaluaciones e inspecciones del CSN. El segundo documento recoge los resultados de la investigación para, ayudar a su utilización por las unidades de la Dirección Técnica del CSN.

- f) Creó una Oficina de Investigación y Desarrollo para la gestión de su plan de investigación y una ponencia interna ha redactado unas nuevas orientaciones estratégicas para este plan.
- g) Da cuenta a la comunidad interesada acerca de los proyectos de investigación en marcha y los frutos obtenidos de los que finalizaron, a través de publicaciones en revistas científicas, en sus propias publicaciones, en jornadas de trabajo y, con carácter más amplio en la jornada anual, que normalmente se celebra al final de cada año.

Este año se redactó el nuevo *Plan de I+D* que recoge las directrices de investigación, los ocho programas a los que se adaptarán los nuevos proyectos de investigación y la política de subvenciones, mediante concurso público, de los mismos que se ha concretado en 13 proyectos en seguridad nuclear y 17 en protección radiológica.

9.2. Programa de investigación en seguridad nuclear

9.2.1. Líneas de actuación

Uno de los campos de investigación del *Plan quinquenal de investigación del CSN* es el de la seguridad nuclear en el que se incluyen como líneas de investigación: la explotación de instalaciones nucleares, dividida en varias áreas de investigación, termo-hidráulica y neutrónica, accidentes severos, análisis del riesgo/fiabilidad y factores humanos, inte-

gridad de componentes, sistemas y estructuras, envejecimiento de materiales; e instalaciones para el almacenamiento de residuos.

En la línea de explotación de instalaciones nucleares existen varias áreas de actividad, ya mencionadas, con sus diferentes objetivos.

El objetivo de los proyectos sobre termo-hidráulica y neutrónica es la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para la simulación de la fenomenología de transitorios y accidentes. La mayor parte de estos proyectos resultan de especial utilidad para la evaluación asociada a actividades de licenciamiento y para la aplicación de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS). Los códigos de mejor estimación resultan fundamentales para permitir la reducción de conservadurismos innecesarios en los análisis de seguridad que dan lugar a un ineficiente uso de los recursos disponibles, por eso las actividades en esta área pueden tener una contribución significativa a la optimización del sistema regulador.

El objetivo de los proyectos de accidentes severos es también la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para la simulación de su fenomenología. Estos proyectos permiten disponer de los códigos de cálculo para la evaluación independiente de los APS de nivel 2, y serán de especial utilidad en la revisión futura de los procedimientos de gestión de accidentes severos. Dentro de este grupo está el proyecto CSARP que es un acuerdo con la NRC por el que se tiene acceso a toda la información y datos de la investigación de la NRC sobre accidentes severos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, códigos como Melcor, SCDAP-Relap5, Victoria, Contain, Icare y Gasflow, que son esenciales en la modelación de los accidentes severos.

El objetivo de los proyectos sobre análisis de riesgos, fiabilidad y factores humanos es la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para APS y evaluación de factores humanos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, herra-

mientas como Saphire, Copma y Camps, procedimientos de análisis de precursores, nuevas capacidades en APS como las del APS dinámico, y métodos de evaluación del juicio de expertos. Muchos resultados de estos proyectos se aplican en las evaluaciones de los APS.

El objetivo de los proyectos relativos a la integridad de componentes / envejecimiento de materiales es la adquisición de conocimientos y asimilación de metodologías relacionadas con el mantenimiento de la integridad de estructuras y componentes con especial énfasis en las barreras (vaina, sistema primario y contención). Gracias a estos proyectos se realizó un contraste experimental de metodologías de cálculo de fluencia neutrónica en vasijas y se disponen de múltiples datos experimentales sobre comportamiento de la vaina y la vasija del reactor que pueden permitir la validación de códigos mejorados para la evaluación del comportamiento de esos elementos.

La línea de instalaciones para el almacenamiento de residuos comprende el área de residuos de media y baja actividad y el del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad.

De forma generalizada, en el ámbito internacional se han venido desarrollando, metodologías que permiten abordar la evaluación del impacto radiológico de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad de una manera global y sistemática. A tenor de la buena experiencia del Ciemat en estos desarrollos, el CSN estableció con el mismo un acuerdo de colaboración, de 39 meses de duración, por el que, tras un análisis comparativo de las distintas aproximaciones metodológicas, está seleccionando, actualizando y adaptando al caso español una metodología para la evaluación de la seguridad de los almacenamientos superficiales de residuos de baja y media actividad. Esta metodología comprende la modelación del sistema, la cuantificación de los vertidos potenciales (términos fuente) y del transporte de radionucleidos en el

medio ambiente y el cálculo de los impactos radiológicos asociados. La aplicación más importante a corto plazo consistirá en la actualización de la evaluación del comportamiento y análisis del Centro de almacenamiento de El Cabril teniendo en cuenta la experiencia operativa de la instalación, el resultado de varios proyectos de I+D desarrollados específicamente en El Cabril y el mejor conocimiento de los residuos generados en España.

El objetivo del área del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad es la adquisición de los conocimientos científicos, la capacidad técnica y las herramientas necesarias para abordar el seguimiento y evaluación de los planes, programas y proyectos que se desarrollen en nuestro país para el almacenamiento geológico profundo (AGP), opción considerada en los países más desarrollados.

Los 13 proyectos subvencionados este año responden a los objetivos de los programas segundo, tercero y cuarto, es decir, comportamiento termohidráulico, mantenimiento de su integridad y las posibles soluciones de los problemas de envejecimiento de los materiales en relación con la barrera de presión del circuito primario; mantenimiento de la integridad de la contención, tanto en caso de accidentes base de diseño como de accidentes severos e incluye las estructuras, sistemas y componentes interiores a la misma, excepto el núcleo del reactor y la barrera de presión; y análisis probabilísticos de seguridad, análisis de los factores humanos y organizativos y análisis integrado de seguridad, tanto en los desarrollos y aplicaciones directas de estas nuevas metodologías, como en su constitución de la regulación informada por el riesgo como nuevo enfoque de la normativa de la seguridad de las instalaciones y su operación.

9.2.2. Proyectos en curso de realización

Los 31 proyectos en curso a 31 de diciembre de 2004, con sus características particulares, se relacionan en la tabla 9.1.

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
SETH-OCDE. SESAR Thermal-Hydraulics Determinar la eficacia de las medidas de actuación y optimizar los sistemas de inyección.	1/4/01	30/6/05	5.389.877	97.845	CSN Unesa
SETH-España Estudiar efectos fenomenológicos termohidráulicos relacionados con la participación en el proyecto internacional SETH. * Prorrogado hasta 2005.	13/12/02	13/12/04	144.000	54.000	CSN Unesa UPC
MCCI de la NEA-OCDE Analizar la refrigerabilidad del corium vertiendo agua sobre él. Aumentar la base de datos para la ablación del hormigón (2D).	20/05/02	31/12/05	5.293.067	119.094	CSN NEA-OCDE NRC GRS NUPEC Edf etc.
Intercambio de Datos sobre Fallos de Tuberías (OPDE) de la OCDE. Recoger y analizar, conocer causas raíces, obtener datos sobre fenomenología y fiabilidad, de los fallos de tuberías.	18/12/02	18/12/05	302.460	30.246	CSN NEA-OCDE Países-Miembro OCDE
ICDE (Cont.) Continuación del desarrollo de una BdD de fallos de CC, bajo los auspicios de la NEA, extendiéndolo a nuevos componentes. * Prorrogado hasta 2007.	1/4/00	1/4/04	96.060	21.347	CSN Unesa Centrales nucleares ICDE
CABRI-IPSN. Lazo de Agua de CABRI-IPSN Estudiar el comportamiento del combustible de alto quemado en centrales LWRs durante un transitorio de reactividad en la instalación CABRI-IPSN. Prorrogado hasta 2005.	25/9/00	31/12/04	7.673.960	554.889	CSN IPSN-NEA-OCDE
CABRI-Ciemat Comportamiento termomecánico de barras de combustible a altos quemados para su aplicación en estudios de seguridad de las plantas nucleares españolas. Prorrogado hasta 2005.	27/9/00	30/9/04	569.591	569.591	CSN Ciemat
Metodología, herramientas de cálculo y fenomenología asociada con los APS nivel 2. Desarrollar, mejorar y explotar el conjunto de códigos públicos de simulación y metodología para su uso en el marco del APS de nivel 2 vigente en el CSN.	26/11/03	28/11/08	37.425	37.425	CSN

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
HALDEN/OCDE Contribuir a resolver los problemas de operación o de licenciamiento que afectan a las centrales nucleares, tanto actuales como novedosos. Se generan para ello resultados experimentales para estudiar, entre otros, el comportamiento del combustible y otros materiales del reactor. Contribuir al aumento de la seguridad de las centrales mediante la asimilación o desarrollo de metodologías de valoración del impacto de la organización y gestión en su seguridad.	1/01/03	31/12/05	1.115.290	278.822	CSN Ciemat Tecnatom Enusa
Susceptibilidad frente a la ISAAC de la aleación X-750 en condiciones de BWR. Estudiar el comportamiento frente a la corrosión bajo tensión de la aleación X-750, con He implantado, en condiciones de BWR y en medios inertes.	3/09/03	3/06/05	347.672	173.836	CSN Unesa Ciemat
ARTIST-ESPAÑA Mejorar los conocimientos de los procesos físicos en el generador de vapor en el supuesto de accidente grave con rotura de sus tubos. Verificar el comportamiento de los códigos de cálculo usados por el CSN en los APS.	5/08/03	5/08/07	527.623	527.623	CSN UPM Ciemat
REVE (Reactor virtual de estudios) Disponer de herramientas numéricas de simulación multiescala validadas experimentalmente para la comprensión y cuantificación del daño por irradiación de los aceros de vasijas.	28/11/03	28/11/06	627.616	249.020	CSN Unesa UPM Ciemat
Comportamiento de materiales avanzados de vaina altamente irradiados en condiciones de almacenamiento en seco. Gestionar los ensayos en Studsvik con combustible irradiado en centrales nucleares españolas, en condiciones de almacenamiento en seco, que permitan determinar la ley de fluencia térmica de materiales de vaina avanzados (Zirlo) con distintos quemados. Evaluación de resultados.	19/11/04	30/04/06	469.848	234.924	CSN Enusa Enresa

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Diferentes aspectos en los campos de la ingeniería nuclear y de la termohidráulica. Desarrollar una metodología general para el promediado de magnitudes hidráulicas y térmicas en núcleos mixtos. Estudiar la estratificación térmica en las ramas calientes de un reactor PWR y de su variación en los ciclos de combustible. Analizar las Incertidumbres de un transitorio sin disparo de reactor (ATWS) en un BWR.	30/09/04	30/09/07	161.141	161.141	CSN UPV
OCDE-FIRE (Fire Incident Record Exchange). Proporcionar un marco internacional para facilitar la recolección y análisis de datos relativos a sucesos de incendios.	2/04/04	2/04/07	336.000	42.000	CSN OCDE
Efectos de los productos de fisión y las propiedades químicas del corium sobre las paredes de la vasija en caso de accidente severo. MASCA II. Resolver las incertidumbres existentes para poder gestionar con éxito un accidente severo de la forma mas directa, esto es, impedir la rotura de la vasija del reactor, refrigerando el corium contenida dentro de la misma desde el exterior.	27/02/04	27/02/07	300.000	50.000	CSN OCDE
Participación del CSN en el Programa Termo-hidráulico Experimental PKL de la OCDE. Investigar experimentalmente en las instalaciones ciertos aspectos y fenómenos que, en el ámbito de la termo-hidráulica, inciden plenamente en la seguridad de los reactores de agua a presión.	27/02/04	31/12/05	3.600.000	85.000	CSN OCDE
Extensión CAMP (Code Applications and Maintenance Program). Compartir experiencia con la NRC en cuanto a errores y falta de adecuación de códigos, y cooperar en la solución de deficiencias y en el mantenimiento de una única versión de código reconocida internacionalmente. Compartir experiencia de usuario de códigos en cuanto a su escalabilidad, aplicabilidad y estudios de incertidumbres.	10/05/04	10/05/08	139.676	139.676	CSN NRC
Desarrollo de metodología de análisis probabilista y de simulación dinámica. Colaborar en el campo de las técnicas del Análisis Integrado de Seguridad (ISA) aplicadas a la metodología de la Regulación Informada por el Riesgo (RIR).	1/10/04	1/10/05	82.394	82.394	CSN Un. Pontificia de Comillas

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Utilización de modelos gráficos probabilistas para evaluar el impacto de los factores organizativos en el riesgo de accidente en centrales nucleares españolas. Estudiar la influencia de la organización y de los factores humanos en el riesgo de accidentes, en el ámbito del Análisis Integrado de Seguridad (ISA), utilizando modelos gráficos probabilistas encuadrados en las técnicas de la Inteligencia Artificial.	1/10/04	1/10/06	21.600	21.600	CSN UNED
Impacto de la Organización en la Seguridad (IOS II). Consolidar un equipo investigador orientado a obtener conocimiento y, en su caso, a desarrollar métodos y herramientas que permitan actuar, respecto a los impactos de la organización, a favor de la seguridad operacional de las centrales nucleares españolas.	1/10/04	1/10/06	503.370	503.370	CSN Escuela de Prevención y Seguridad Integral
Métodos de validación y verificación de procedimientos de operación de una planta BWR. Extender a centrales BWR el establecimiento de los métodos para la utilización de los instrumentos de simulación orientados a la validación y verificación de los procedimientos de operación de emergencia (POEs) y guías de gestión de accidentes severos GASs).	1/10/04	1/10/07	56.825	56.825	CSN Un. Politécnica de Madrid
Análisis de transitorios de centrales PWR en condiciones de parada. Realizar, para una planta PWR, simulaciones de secuencias accidentales importantes por su contribución al riesgo, profundizando en el estudio de los criterios de éxito de las postuladas en los modos de parada.	1/10/04	1/10/08	238.386	238.386	CSN Un. Politécnica de Valencia
Identificación y cuantificación de incertidumbres en los análisis de la capacidad de la contención para LWR. Desarrollar metodologías que permitan generar modelos de evaluación, con códigos de cálculo realista, en aplicaciones de licenciamiento relacionadas con la capacidad de la contención de centrales LWR, como aumento de potencia, optimización de tiempos de recarga (BWR) o modificaciones al 10CFR50.46(PWR).	1/10/04	1/10/07	119.000	119.000	CSN Iberinco

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Análisis y simulación de secuencias accidentales en PWR. Proyecto CAMP España. Participar en los programas internacionales de carácter termo-hidráulico CAMP (USNRC), PKL (OECD) y ROSA (OECD) a fin de optimizar los recursos españoles con los que mantener y mejorar las capacidades de análisis de accidentes.	1/10/04	1/10/06	90.631	90.631	CSN UPM
Participación española en el proyecto PROSIR de la OCDE. Participar en el ejercicio analítico coordinado que conduzca al establecimiento de un conjunto de recomendaciones en la realización de los análisis de integridad de la vasija del reactor y a conocer los efectos de los parámetros clave del método probabilista.	1/10/04	1/10/06	54.000	54.000	CSN Tecnatom
Evaluación de la seguridad en caso de incendio mediante el uso de códigos y métodos de modelización. Incorporar la modelización de incendios en el proceso de evaluaciones técnicas de seguridad mediante la selección de las herramientas informáticas que incluyan los códigos que se consideren mas adecuados para su aplicación en las instalaciones nucleares y la formación del personal asignado al efecto en el uso de los mismos y en la interpretación de resultados	1/10/04	1/10/08	160.000	160.000	CSN Empresarios Agrupados
Asimilación de resultados del proyecto internacional PHEBUS-FP(AR-PHEBUS) Incorporar los resultados del proyecto PHEBUS-FP, algunos de los cuales ha sido han supuesto un profundo cambio en la percepción de determinadas secuencias accidentales, a los APS de nivel II españoles.	1/10/04	1/10/08	332.500	332.500	CSN Ciemat
Comportamiento frente a PWSCC de la aleación 690 TT en reactores tipo PWR (Primera fase). Analizar la documentación disponible referente la comportamiento de la aleación 690TT en condiciones de circuito primario, así como la referente a mecanismos y modelos encaminados a explicar la susceptibilidad a la corrosión bajo tensión de las aleaciones base níquel en las condiciones de interés, con el fin de definir un programa experimental.	1/10/04	1/10/08	90.000	90.000	CSN Ciemat

Tabla 9.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
APS de sucesos externos en otros modos de operación. Determinar, empleando como instalaciones piloto dos centrales nucleares españolas (una PWR y otra BWR), la frecuencia de daño al núcleo debida a la ocurrencia de incendios e inundaciones internas, en estado de parada. Caracterizar dicha frecuencia, determinando las principales fuentes de riesgo y los equipos mas importantes en mitigación de los potenciales transitorios y acotando las incertidumbres del estudio.	1/10/04	1/10/07	175.000	175.000	CSN Iberinco
Desarrollo de una base de datos de incidentes operativos que recoja factores humanos y organizativos. Definir, desarrollar e implementar una base datos de sucesos notificables que identifique, clasifique y registre los factores humanos y organizativos, como mejor modo de gestionar una información que permita analizarlos adecuada y sistemáticamente a fin de predecir y controlar su ocurrencia en el futuro.	1/10/04	1/10/07	64.000	64.000	CSN Iberinco

9.2.3. Proyectos en seguridad nuclear finalizados en el año 2004. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la seguridad

9.2.3.1. Sistema Experto de Análisis Probabilista de la Peligrosidad Sísmica

El proyecto EXPEL se enmarca en las líneas definidas por el CSN en su Plan Quinquenal de Investigación. Este proyecto es continuación directa de la línea de investigación iniciada con el proyecto DAÑOS, en el que entre otras actividades desarrolló un Banco de datos de Movimiento Fuerte del Suelo (MFS) y la deducción de modelos de movimiento, y surge de la identificación de importantes incertidumbres en la evaluación de la peligrosidad sísmica.

El objetivo final del proyecto EXPEL ha sido la realización de un código informático y de las bases

de datos necesarias para la evaluación probabilista de la peligrosidad sísmica, en emplazamientos de la Península Ibérica, de acuerdo al estado actual del arte. Para ello se ha construido una infraestructura de software que sistematice el cálculo de la peligrosidad, teniendo en cuenta diferentes variantes aceptadas de la metodología y permitir acceder a éstas con diferentes *inputs* u opiniones de experto. Además se ha pretendido que los resultados obtenidos tuvieran cuantificadas sus incertidumbres asociadas.

Para alcanzar el objetivo global, se han desarrollado los siguientes objetivos específicos:

- Estudio de la *Caracterización de fuentes sísmicas*.
- Revisión de *Modelos de atenuación del movimiento del suelo*.

- Revisión de *Modelos probabilistas de cálculo de la peligrosidad*.
- Estudio de *Métodos de desagregación de la peligrosidad*.
- Estudio del *Tratamiento de incertidumbres y sensibilidad de parámetros en modelos y resultados*.
- Análisis y *Diseño del código EXPEL desarrollo y programación*.
- Ejercicios y *Tests de funcionamiento del código EXPEL*.

Las aportaciones del proyecto se encuadran en dos líneas de actuación: La primera se refiere al propio código EXPEL y la segunda está relacionada con las pruebas y ejercicios realizados durante el desarrollo del código y con los resultados y conclusiones aportadas por la metodología del *Análisis probabilista de la peligrosidad sísmica* (PSHA), que pueden tener mayor relevancia en aplicaciones de las reevaluaciones sísmicas de la seguridad de las instalaciones nucleares existentes y en el diseño sismorresistente de los posibles ATC's y ATI's.

El código EXPEL constituye una herramienta de gran utilidad para estudios de peligrosidad sísmica en la línea del PSHA, que podrá ser utilizado en cualquier entorno geográfico, pero por estar conectado actualmente con *bancos y bases de datos locales* tiene mayor operatividad en emplazamientos de la Península Ibérica. El código no es en sí un programa de cálculo de la peligrosidad sísmica, sino que es una plataforma que conecta diferentes programas, módulos y bases de datos, para el desarrollo completo del estudio de la peligrosidad, siguiendo las últimas tendencias del estado del arte e incluyendo desagregación y cuantificación de incertidumbres mediante árbol lógico y simulaciones de Monte Carlo.

Otra de las aportaciones del proyecto es la interconexión entre módulos y la canalización de ficheros

de salida y entrada que, además de automatizar el proceso, evitará al usuario tener que conocer los detalles del funcionamiento de cada programa. Por otra parte como existe una gran disponibilidad de información al estar almacenada en *bancos de datos*, el proceso de cálculo es mucho más ágil.

En el proceso de chequeo del funcionamiento del código, se han obtenido una serie de resultados que son de interés para futuros análisis PSHA y que contribuyen al estado del arte en la materia. Entre ellos cabe citar:

- La fuerte influencia del modelo de atenuación en de la dispersión de los resultados de cálculo de la peligrosidad.
- La conveniencia de chequear la idoneidad de los programas de cálculo de la peligrosidad, realizando análisis preliminares con configuraciones sencillas de fuente, de soluciones analíticas conocidas, que den lugar a estimaciones de peligrosidad bien ajustadas.
- La utilidad de las técnicas de desagregación a la hora de establecer criterios de asignación de pesos a las diferentes ramas del árbol lógico. Ello es debido a que la desagregación permite valorar la influencia de una determinada opción en los resultados finales.
- Que se ha puesto por primera vez de manifiesto la necesidad de contemplar aspectos metodológicos en la cuantificación de incertidumbres y de evitar el uso de programas de cálculo como cajas negras, sin controlar debidamente las opciones que lleven a resultados con mínimo error.

Como en el proyecto DAÑOS, la ejecución del proyecto EXPEL corrió a cargo del equipo de trabajo de Ingeniería Sísmica perteneciente a la Escuela Universitaria de Ingeniería Técnica Topográfica (EUITTO) de la Universidad Politécnica de Madrid, en el marco de un acuerdo específico

suscrito con fecha 1 de marzo de 2001, con el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa). Dicho proyecto ha finalizado en abril de 2004.

Para su elaboración se ha contado con la colaboración de especialistas de distintas Instituciones Europeas en materia de peligrosidad sísmica, con particular experiencia en temas de seguridad nuclear, como el Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire de París y el Servizio Sismico Nazionale di Geofísica e Vulcanología de Roma y de Nápoles.

Las actividades desarrolladas en el proyecto EXPEL responden a los objetivos fijados en el *V Programa Marco* de la UE.

9.2.3.2. Determinación de la composición isotópica de combustible de alto quemado

El objetivo principal de este proyecto, que se ha realizado mediante una colaboración entre el CSN, Enresa y Enusa, ha sido el disponer de medidas experimentales de la composición isotópica de combustible de alto grado de quemado, para su utilización en la validación de los códigos de cálculo utilizados en el diseño y en el análisis de seguridad del núcleo del reactor. La disponibilidad de este tipo de datos es muy escasa, especialmente en lo que se refiere a combustible de elevado enriquecimiento inicial y altos grados de quemado.

Las medidas se han realizado sobre siete muestras tomadas a diferentes alturas axiales de dos varillas, que estuvieron incluidas en su día en el programa de extensión de la irradiación que tuvo lugar en central nuclear Vandellós II. El enriquecimiento inicial de estas varillas era del 4,5% en peso de U-235, y los quemados de las muestras calculados por diseño cubren el rango entre 45 y 80 MWd/tU. Tres de las muestras se escogieron con grados de quemado muy similares, con el fin de disponer de una verificación de la calidad de las medidas experimentales mediante la comparación

de los resultados obtenidos en ellas. Ello es especialmente importante dada la elevada incertidumbre asociada a este tipo de medidas, sobre todo en lo que se refiere a algunos isótopos concretos.

Los isótopos cuya abundancia se ha medido se han escogido por su relevancia desde el punto de vista de seguridad frente a criticidad, de generación de calor residual o de contribución a la fuente de radiación del combustible.

Se ha encargado la realización de las medidas al laboratorio de Studsvik (Suecia). Las técnicas de medida utilizadas han sido las siguientes:

- Realización de un *g-scanning* axial de las barras completas para la medida de los isótopos con vida media y fuente *g* de intensidad adecuadas.
- Para la medida individual de los isótopos de algunos elementos, se ha utilizado cromatografía líquida a alta presión combinada con espectrometría de masas, lo que supone un nuevo método experimental desarrollado por Studsvik.
- La espectrometría de masas se ha utilizado de forma directa en algunos casos.

Una vez realizadas las medidas, se ha llevado a cabo una verificación mediante cálculo de la coherencia de los resultados obtenidos. El cálculo de la composición isotópica se ha realizado mediante el sistema SCALE en su versión 4.4. Con el fin de conocer el comportamiento del código en este tipo de cálculos, se ha procedido a simular las medidas de composición isotópica realizadas con combustible de otras centrales de diferentes países, que corresponde a un amplio rango de valores de enriquecimiento y grados de quemado.

Como resultado de los trabajos realizados, pueden establecerse dos conclusiones principales:

- Los resultados de las medidas de Studsvik son, en general, aceptables. El nuevo método de medida desarrollado por Studsvik para este proyecto da resultados comparables a los de los métodos tradicionales para la mayoría de los isótopos de interés.
- No se observa un sesgo en los resultados en función del quemado. La comparación de los resultados de SAS2H con las medidas no depende del grado de quemado de la muestra. Se ha confirmado el buen comportamiento de la secuencia SAS2H de SCALE 4.4, usando la *librería 27 burnuplib*, para calcular la isotopía del combustible quemado PWR hasta quemados por encima de los 75.000 MWd/tU.

Con respecto a los actínidos más importantes, es decir, los isótopos del Uranio y del Plutonio, no se identifican diferencias apreciables en el comportamiento de las muestras con el quemado del combustible. Los resultados del cálculo referente a las muestras procedentes de Vandellós II no muestran diferencias significativas con respecto a los resultados de las muestras de combustible procedente de otras centrales.

Para los actínidos de menos importancia, como el Np-237 y los isótopos del Americio y Curio, tampoco se han identificado sesgos con el quemado, aunque en algunos casos concretos los resultados de SAS2H para las muestras de Vandellós II sí muestran diferencias significativas. Así, uno de los valores experimentales del Am-243 parece claramente subestimado. Más importante es la desviación encontrada en el caso del Cm-244, que hace pensar que las medidas experimentales de las muestras de Vandellós II para este isótopo no son correctas. Problemas similares aparecen en el caso del Np-237, en los isótopos del Nd y del Cesio-137.

Se está actualmente trabajando para realizar una segunda fase de este proyecto, en la que muestras similares a las aquí utilizadas serán analizadas en

el Laboratorio Nacional de Oak Ridge, utilizando métodos experimentales diferentes de los usados en este proyecto. Ello permitirá esclarecer las diferencias encontradas en la concentración de algunos de los isótopos medidos.

9.2.3.3. Metodología, herramientas de cálculo y fenomenología asociada con la aplicación de los análisis probabilistas de seguridad de nivel 2

Este proyecto de investigación firmado con la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Escuela de Ingenieros Industriales de Madrid (CTN-UPM) ha pretendido facilitar la asimilación de la metodología empleada por el CSN para la evaluación de los APS de nivel 2 de las centrales españolas, desarrollar códigos de cálculo que facilitan su implantación en el CSN y poder disponer de un grupo de apoyo en el uso y mejora de los métodos y herramientas utilizados.

La revisión y asimilación de la metodología de la evaluación de los APS de nivel 2 de las centrales españolas en el CSN por parte de la CTN-UPM señala que hay aspectos de la metodología que no recogen los avances en la investigación sobre accidentes severos, como por ejemplo, la probabilidad de rotura inducida del tubo del generador de vapor ó la no incorporación en el informe de los resultados del proyecto internacional PHEBUS sobre término fuente, en especial en la liberación de Mo, Ba y actínidos, la fracción de yodo volátil producida, la tasa de liberación de Ag y su influencia en la química del sumidero de la contención. También destaca la CTN-UPM la conveniencia de realizar estudios más detallados de ciertos fenómenos con códigos CFD y la conveniencia de introducir distribuciones de probabilidad en la cuantificación de ciertos cabeceros del árbol de sucesos de la contención.

La principal aportación del proyecto ha sido el desarrollo del código de cálculo CPPC, que permite calcular la presión por combustión de H₂ y CO en contención durante un accidente severo

para los análisis de evaluación de los APS nivel 2. El código CPPC estima la temperatura de la contención en el instante de la combustión considerando atmósfera saturada en vapor y calcula:

- El grado de completitud de la combustión.
- La presión adiabática e isócara.
- La presión de Chapman-Jouguet.
- La presión de Chapman-Jouguet reflejada.
- La presión estática efectiva modelando la contención como un oscilador armónico simple.

Además se vuelcan los datos sobre concentraciones de las diversas especies y se estiman los regímenes de combustión (no inflamable, deflagración lenta, deflagración con aceleración de llama, transición de deflagración a detonación y detonación directa) utilizando los criterios σ y λ desarrollados por el FzK y el Instituto Kurchatov de Moscú. Por tanto, el código CPPC permite calcular de forma rápida las presiones estáticas máximas esperables en los recintos de contención de centrales nucleares durante accidentes severos considerando atmósferas homogéneas e incorporando los resultados más recientes del estado del arte en combustión en las contenciones de centrales nucleares durante accidentes severos.

Se han empleado los códigos MELCOR y CPPC para estudiar el posible fallo de la contención por quemado de gases combustibles en la fase ex-vessel como consecuencia de la desinertización de la contención. El inventario inicial de metales en el corium depositado en la cavidad ha sido realista, correspondiendo a un 60% del inventario inicial de Zr y 8.000 kg de acero inoxidable. Los resultados muestran que no se alcanza la presión de fallo de la contención, ni siquiera en los casos más desfavorables. Además, la comparación de los resulta-

dos obtenidos con MELCOR y los obtenidos por el código CPPC, es satisfactoria.

Se ha hecho una extensa revisión bibliográfica de los trabajos realizados desde la publicación del NUREG-1150 para cuantificar un posible modo de fallo temprano de la contención: la rotura de un tubo de un generador de vapor en secuencias con alta presión en el primario. La metodología seguida para cuantificar este modo de fallo temprano de la contención es muy compleja, ya que involucra la realización de detallados cálculos termo-hidráulicos en las primeras fases de un accidente severo y la incorporación de modelos de integridad estructural para tubos del generador de vapor, incluyendo modelos para tubos agrietados. Los estudios del Organismo Regulador Norteamericano (NRC) para la central de Surry concluyen que la probabilidad condicionada de fallo del tubo del generador de vapor en secuencias con alta presión en el primario es de 0,25. Aunque este valor es substancialmente mayor que el obtenido en el NUREG-1150, que es de 0,02, la NRC cree que no hay un riesgo indebido al público, siempre y cuando se sigan los criterios de reparación de tubos incluidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las plantas y, además, señala que hay que tener mucha precaución para extrapolar estos resultados a otras centrales nucleares, ya que las características propias del diseño de cada planta tienen un impacto importante en los resultados. La investigación de este problema de seguridad continúa todavía debido a que hay importantes incertidumbres. Respecto a las centrales españolas, se considera que la cuantificación de este cabecero en los APS de nivel 2 de las centrales españolas debe de actualizarse y se recomienda la realización de estudios más detallados con códigos integrales de accidentes severos o códigos CFD. La investigación de este problema de seguridad continúa todavía debido a que hay importantes incertidumbres.

Cara al futuro, se propone la elaboración de una aplicación informática para cálculos rápidos del

término fuente que incorpore los últimos resultados obtenidos en los proyectos de investigación, en particular en el proyecto PHEBUS.

9.2.3.4. Efecto del endurecimiento en la IGSCC de los aceros inoxidables austeníticos. Implicaciones para los procesos de IASCC.(Proyecto ENDURO)

El fenómeno de degradación denominado *Corrosión Bajo Tensión Asistido por Irradiación* (IASCC) es un proceso de agrietamiento asistido por el ambiente, que puede afectar a los componentes internos del núcleo de los reactores de agua ligera, expuestos a los efectos de la radiación neutrónica. Aunque estos agrietamientos fueron inicialmente identificados en componentes de reactores de agua en ebullición (BWR), posteriormente, también se han encontrado fallos atribuidos a este proceso en los reactores de agua a presión (PWR).

El endurecimiento inducido por radiación y la segregación de elementos en borde de grano son, entre otros, dos de los principales efectos producidos por la radiación neutrónica en los aceros inoxidables austeníticos. Se considera que el endurecimiento inducido por radiación puede contribuir al mecanismo de agrietamiento.

El estudio del fenómeno de IASCC implica trabajar con material irradiado, a veces altamente activado, lo que define la necesidad de disponer de instalaciones adecuadas y de presupuestos elevados que limitan la realización del número de ensayos. Como una alternativa interesante, en los últimos años se han llevado a cabo trabajos experimentales con materiales no irradiados, en los que los efectos de la radiación se simulan por medio de tratamientos térmicos o deformaciones mecánicas.

En este proyecto se han utilizado materiales no irradiados, los cuales han sido deformados hasta lograr un rango de límites elásticos representativos de los alcanzados por los materiales irradiados.

El objetivo del proyecto ENDURO es establecer la influencia del endurecimiento de los aceros inoxidables austeníticos en la susceptibilidad a corrosión bajo tensión de los mismos y contribuir al entendimiento de sus implicaciones para los procesos de corrosión bajo tensión asistida por irradiación (IASCC: *Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking*).

Para ello se ha trabajado con aceros inoxidables austeníticos tipo AISI 304, 316L y 347, con diferentes límites elásticos, que pretenden simular los presentados por los materiales irradiados, en condiciones simuladas de operación de BWR y PWR.

El proyecto se ha desarrollado dentro del *Plan coordinado de investigación* del CSN (PCI). La organización del proyecto se ha estructurado a través de un Comité de Dirección constituido por dos representantes del CSN, dos representantes de las centrales nucleares, un representante de Unesa y dos representantes del Ciemat. Todas las actividades técnicas del proyecto se han realizado en las instalaciones del Ciemat.

En este proyecto se ha determinado la velocidad de crecimiento de grieta utilizando probetas tipo $\frac{1}{2}$ " CT (Compact Test), fabricadas de acuerdo con la norma ASTM E399. Antes de iniciar el ensayo de corrosión bajo tensión alta temperatura, las probetas CT fueron preagrietadas a temperatura ambiente, a 22Hz de frecuencia y $R=0,1$. Posteriormente las probetas fueron situadas en las autoclaves de ensayo y sometidas a una carga cíclica a 2×10^{-2} Hz de frecuencia y $R=0,6$, hasta conseguir la propagación de la pregrieta generada a baja temperatura. A continuación, se llevaron a cabo los ensayos de corrosión bajo carga constante con descargas periódicas cada 9.000 segundos. Las probetas ensayadas tenían factores nominales de intensidad de tensiones entre 25 y 35 MPa $\sqrt{m}$.

La propagación de las grietas en las probetas CT se ha medido *in-situ* utilizando el sistema de *Caída de*

potencial del tipo DC (Direct Current). Además, al finalizar los ensayos, la superficie de fractura de las probetas se ha examinado en el microscopio electrónico de barrido (SEM) para identificar la morfología de la fractura y dimensionar la grieta.

El alcance técnico de este trabajo ha incluido:

- Realizar ensayos de propagación de grietas para determinar la influencia del límite elástico en la corrosión bajo tensión de los aceros austeníticos en condiciones de BWR y PWR.
- Estudiar la influencia de las modificaciones locales de la química del medio, debidas a calentamiento gamma y/o disoluciones estancadas, en la resistencia a corrosión bajo tensión de los aceros inoxidables austeníticos en condiciones de PWR.
- Contribuir al establecimiento de los aspectos comunes entre los procesos de corrosión bajo tensión en reactores BWR y PWR.
- Relacionar las observaciones y resultados de este proyecto experimental con el entendimiento disponible sobre los mecanismos de IASCC.

En el marco de este proyecto se han generado criterios sobre el comportamiento frente a corrosión bajo tensión de los materiales endurecidos bien por irradiación o por procesos mecánicos y se han obtenido datos de velocidad de propagación de grietas en aceros inoxidables austeníticos bajo condiciones representativas de las condiciones de operación de los reactores de agua ligera. Para la obtención de estos datos se ha implementado la técnica conocida como *Caída de potencial* para el seguimiento *in-situ* de la propagación de las grietas. No obstante, para el caso particular de materiales deformados, los resultados obtenidos con esta técnica deben ser cuidadosamente evaluados.

El proyecto ha sido utilizado como aportación en especie al *Programa CIR-II de EPRI* y, como consecuencia, los resultados obtenidos se han presentado y discutido en el seno de *Steering Committee* del programa internacional.

9.2.3.5. Métodos de validación y verificación de procedimientos de operación y guías de gestión de accidentes

Las acciones de los operadores no están contempladas en los análisis de accidentes base de diseño (capítulo 15 de los estudios de seguridad) y en los Análisis Probabilistas de Seguridad solamente se incluyen las que se consideran más importantes y aún en ese caso, no siempre se contempla la variedad de efectos que dichas acciones pueden tener, dependiendo de las circunstancias concretas en las que se realizan.

Debido a ello, se considera esencial disponer de herramientas de simulación y métodos de análisis que permitan hacer estudios en profundidad de las interacciones entre los operadores y los sistemas durante el desarrollo de un accidente para verificar la validez de los procedimientos que los operadores deben seguir obligatoriamente en dichas situaciones.

En términos generales, los objetivos perseguidos con este proyecto han sido:

Hacer accesibles a los técnicos del CSN los instrumentos de análisis adecuados para la validación y verificación de procedimientos de operación, incluyendo en la medida de lo posible las guías de gestión de accidentes severos, que presentan una problemática específica.

Establecer métodos y criterios de utilización de los instrumentos de simulación orientados a la validación y verificación de los procedimientos de operación y guías de gestión de accidentes severos.

Realizar análisis demostrativos de las capacidades de las herramientas y métodos utilizados. Estos análisis se realizarán, en principio, para centrales PWR.

Estudiar la aplicabilidad de los métodos y criterios desarrollados al caso de centrales BWR.

De modo más específico, el proyecto se ha orientado a la consecución de los siguientes objetivos específicos:

Puesta a punto de un modelo de simulación de central nuclear PWR con el nivel adecuado para situaciones de accidente sin deterioro grave de la instalación. Las situaciones más degradadas se tratarían con otros modelos adecuadamente acoplados a los anteriores.

Puesta a punto de un sistema de simulación de procedimientos de operación capaz de conectarse de forma interactiva con los modelos termo-hidráulicos para la simulación conjunta de secuencias de accidente en las que los operadores juegan un papel significativo.

Elaboración de un conjunto de datos de entrada a los códigos de simulación termohidráulica correspondientes a una central PWR.

Codificación para la simulación de un conjunto completo de procedimientos de operación de emergencia de la central representada por los modelos termo-hidráulicos.

Realización y documentación de un ejercicio de validación y verificación de un procedimiento o guía relevante que implique la utilización de un modelo de simulación de la planta completa.

Este proyecto se ha desarrollado mediante un acuerdo de colaboración con la Universidad Politécnica de Madrid y ha corrido a cargo de su Departamento de Sistemas Energéticos. Ade-

más, para el desarrollo de estos objetivos se ha trabajado en estrecha colaboración con el Proyecto Halden de la OCDE, donde se está desarrollando el sistema de computerización de procedimientos de operación COPMA-III utilizado en el proyecto. Es de destacar que la colaboración con Halden ha resultado de gran beneficio mutuo puesto que el CSN y la UPM necesitaban disponer de un sistema de simulación de procedimientos y el proyecto Halden necesitaba una plataforma experimental y personas con experiencia anterior en simulación de procedimientos para desarrollar la capacidad de simulación de COPMA-III incluida en las especificaciones del sistema.

El resultado ha sido el esperado y, aunque en un futuro próximo se añadirán nuevas capacidades al sistema de simulación conjunto, ya se dispone de una capacidad de simulación de gran utilidad tanto para el objetivo concreto de la validación y verificación de procedimientos de operación como para otros tipos de análisis de seguridad en los que debe tenerse en cuenta la respuesta de la central ante las actuaciones de los operadores.

9.2.3.6. Aplicación de los resultados de los programas de vigilancia a la evaluación de la integridad estructural de la vasija de presión de los reactores nucleares (Proyecto CRP-V)

La vasija de presión de los reactores nucleares es un componente clave para la gestión de la vida de la planta, dado que se considera un componente irremplazable.

El bombardeo neutrónico al que está sometida la vasija provoca cambios microestructurales en el material que conllevan una disminución de sus propiedades mecánicas, que se engloban en el término *fragilización neutrónica*.

Esto obliga a conocer los cambios en la tenacidad del material con la irradiación y ajustar, en función de ella, las curvas de presión y temperatura de

operación. Para ello se establecen programas de vigilancia, consistentes en el análisis de probetas de ensayos mecánicos que se introducen en la vasija y se someten a los campos de radiación.

Debido a las limitaciones de espacio, no se incluyen entre las probetas a ensayar, probetas de mecánica de la fractura de tamaños adecuados, sino que la estimación de la tenacidad de fractura se realiza indirectamente a través del ensayo de impacto (*ensayo Charpy-V*).

En los últimos años se han desarrollado programas de investigación destinados a la determinación de la tenacidad de fractura directamente mediante el ensayo en flexión de probetas Charpy-V. Entre ellos cabe destacar el propuesto por el organismo regulador nuclear de Finlandia mediante el tratamiento estadístico de ensayos de probetas Charpy-V preagrietadas, obteniendo una curva de tenacidad denominada *Master Curve*.

Con el objeto de aplicar el concepto de la *Master Curve* a la evaluación de la integridad estructural de las vasijas de presión de los reactores, el OIEA decidió impulsar en el año 2000 un proyecto coordinado denominado *Surveillance Programmes Results Applications to Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment*.

El proyecto que se trata en este punto constituye la participación española en este proyecto internacional.

Los objetivos del mismo son los siguientes:

- Mejorar la cuantificación de los resultados de tenacidad de fractura que se obtienen de los programas de vigilancia de las vasijas.
- Evaluar los procedimientos actuales de ensayo de probetas irradiadas de pequeño tamaño para la determinación de la tenacidad de fractura.

- Contribuir al desarrollo de las guías del OIEA para la evaluación de la integridad de las vasijas de presión de los reactores.

Estos objetivos se concretan en la validación de la *Master Curve* con probetas incluidas en las cápsulas de vigilancia para su aplicación en la evaluación de la integridad estructural de la vasija.

El alcance del proyecto ha incluido las siguientes actividades:

- Determinación de la *Master Curve* con probetas *Charpy preagrietadas*.
- Evaluación del efecto del tipo de probeta, comparando los resultados obtenidos con probetas Charpy y probetas estándar de mecánica de fractura.
- Determinación de la influencia del espesor de las probetas en los resultados.
- Comparación de los resultados de la *Master Curve* con los de la metodología actual.
- Efecto de la velocidad de ensayo en los resultados.

Los ensayos se han realizado tanto en probetas irradiadas como no irradiadas.

Además, se ha llevado a cabo un análisis de las curvas energía-tiempo de los ensayos Charpy utilizando un método desarrollado por el Ciemat y se ha redactado el capítulo 6 de la guía del OIEA relativa a la aplicación de la *Master Curve*.

El proyecto se ha desarrollado dentro del Plan Coordinado de Investigación del CSN (PCI). La organización del proyecto se ha estructurado a través de un Comité de Dirección constituido por dos representantes del CSN, dos representantes del Ciemat y dos de Unesa. Todas las actividades técnicas del proyecto se han realizado en las instalaciones del Ciemat.

El análisis de los resultados ha permitido establecer las siguientes conclusiones:

- El valor de la temperatura de referencia de la *Master Curve* depende del tipo de probeta que se utilice y de la velocidad de aplicación de la carga. No se observan diferencias si se siguen métodos multi-temperatura o de temperatura única. Los valores obtenidos son independientes de la orientación de la mecanización de las probetas.
- Los cambios en tenacidad obtenidos a través de la *Master Curve* y de la metodología tradicional son similares.

9.2.3.7. Procesos de corrosión bajo tensión asistida por irradiación (Proyecto CIR-II).

El fenómeno de degradación denominado *Corrosión Bajo Tensión Asistido por Irradiación* (IASCC) es un proceso de agrietamiento asistido por el ambiente, que puede afectar a los componentes internos del núcleo de los reactores de agua ligera, expuestos a los efectos de la radiación ionizante. El término IASCC generalmente es aplicado al agrietamiento ambiental que ha sido acelerado por la radiación, tanto si actúa sola como en combinación con cambios en la química del agua primaria, microquímica y microestructura del material, tensiones u otros.

Aunque Organizaciones individuales continúan trabajando sobre IASCC, se ha concluido que una cooperación directa entre estas Organizaciones sería más eficiente y rápida para abordar y resolver estos retos técnicos. Para ello, EPRI propuso la formación del Programa de Investigación sobre IASCC: Cooperative Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking (IASCC) Research Program (CIR-II)

El proyecto que se trata en estos párrafos es la contribución española al proyecto internacional CIR-II.

Los objetivos del Programa CIR-II son los siguientes:

- Desarrollar un mejor conocimiento mecanicista de los factores clave que afectan al proceso de IASCC.
- Desarrollar un modelo para predecir el comportamiento de componentes críticos del núcleo, en relación con el IASCC (incluyendo guías mecanicistas y parámetros empíricos de ajuste si ello fuera necesario).
- Identificar posibles contramedidas frente al IASCC.

El proyecto se ha desarrollado dentro del Plan Coordinado de Investigación del CSN (PCI). La organización del proyecto se ha estructurado a través de un Comité de Dirección constituido por dos representantes del CSN y dos de Unesa. Se han contratado los servicios del Ciemat como apoyo técnico en el seguimiento de las actividades del proyecto.

El alcance del proyecto ha cubierto las siguientes actividades

- Uso de la Irradiación con Protones para determinar los Mecanismos de IASCC en Reactores de Agua Ligera.
- Irradiación de Probetas en el Reactor BOR-60.
- Ensayos en el reactor Halden.
- Análisis de parámetros críticos en IASCC.
- Caracterización de aceros inoxidable irradiados con neutrones para componentes del núcleo de reactores de agua ligera.

Los resultados de este proyecto han sido los siguientes:

- Ha sido cuantificado el efecto dominante del aumento del endurecimiento de los materiales

debido a la irradiación neutrónica en la IASCC, y el papel de ciertos solutos, de gran tamaño, en retrasar el fenómeno.

- Se han identificado los elementos que, segregados en el borde de grano, son perjudiciales para el comportamiento de los materiales (Cr en medios oxidantes y Si en medios reductores).
- Existe una falta en el conocimiento sobre el incremento de la susceptibilidad al IASCC observada a muy altas dosis en centrales de agua a presión (PWR), sin producirse cambios apreciables en la microestructura o en la microquímica o en las propiedades mecánicas. Se considera que los ensayos previstos de crecimiento de grietas con materiales irradiados a altas dosis permitirán clarificar esta situación.
- Las coladas especiales, con adiciones controladas de diversos solutos, que están siendo irradiadas hasta 5 dpa y 20 dpa, permitirán dilucidar el efecto, favorable o perjudicial de los distintos elementos considerados. Estos resultados se incorporarán a un modelo predictivo y ayudarán a definir materiales más resistentes al IASCC.

Independientemente de los importantes logros alcanzados y citados para el entendimiento de los procesos que gobiernan el IASCC, no ha sido posible, todavía, alcanzar los ambiciosos objetivos iniciales del Programa. Por ello, una extensión del mismo sería aconsejable.

9.2.3.8. Aplicación de la curva patrón obtenida con probetas normalizadas y reconstruidas a la integridad estructural de la vasija del reactor (Proyecto CUPRIVA)

Este proyecto de investigación tiene como finalidad, al igual que el Proyecto CRP-V, analizar la aplicabilidad de la Curva Patrón (Master Curve) al programa de vigilancia de la integridad estructural de la vasija del reactor, afectada por el problema de la fragilización neutrónica y la obtención

de dicha curva a través de ensayos de flexión en tres puntos con probetas *Charpy-V preagrietadas*.

La característica fundamental de este proyecto es que la Curva Patrón se ha obtenido utilizando tanto probetas estándar como probetas reconstruidas a partir de probetas previamente ensayadas que habían sido irradiadas en las vasijas de las centrales españolas Santa María de Garoña y Ascó II.

Por tanto, uno de los principales logros de este proyecto ha sido la validación de la reconstrucción de probetas de impacto (Charpy-V) preagrietadas (PCCv) y de mecánica de fractura (CT).

El proyecto se ha desarrollado entre el CSN y Unesa en el marco del Plan Coordinado de Investigación del CSN (PCI). Las organizaciones ejecutoras han sido Tecnatom (coordinador técnico), el Laboratorio de Ciencia e Ingeniería de Materiales de la Universidad de Cantabria (LADICIM), probetas no irradiadas, y el laboratorio belga SCK-CEN, probetas irradiadas, así como las centrales nucleares de Santa María de Garoña y Ascó II.

El proyecto CUPRIVA ha permitido caracterizar la tenacidad a la fractura de los aceros de las vasijas de las centrales nucleares Ascó II y Santa M^a de Garoña, a partir de los resultados de los ensayos realizados sobre probetas normalizadas y reconstruidas de ambas centrales. Durante el mismo, se han validado dos procesos de reconstrucción en probetas PCCv y CT y se han realizado medidas directas de la tenacidad mediante la temperatura de referencia de la Curva Patrón (T_0), en contraste con el procedimiento tradicional basado en los resultados del ensayo de impacto Charpy.

Por otra parte, se ha desarrollado una metodología de análisis de la integridad estructural de la vasija basada en la Curva Patrón.

De los trabajos experimentales realizados en el proyecto se pueden extraer las siguientes conclusiones:

- La similitud de resultados obtenidos con probetas estándar y con probetas reconstruidas confirma la aptitud de los procesos de reconstrucción empleados para la obtención del parámetro T_0 .
- Se ha constatado que los valores de T_0 obtenidos a partir de probetas CT resultan ligeramente más conservadores que los que proceden de probetas PCCv.
- En todos los casos los valores de T_0 obtenidos han resultado inferiores a su valor de temperatura de referencia de transición de dúctil a frágil (RTNDT) correspondiente.
- La metodología actual, impuesta por la Regulatory Guide 1.99 revisión 2 y por ASME, basada en el concepto de la RTNDT, resulta ampliamente conservadora en comparación con la metodología Master Curve.
- Se ha evaluado el impacto de la aplicación de diferentes metodologías (ASME, Master Curve, ASME Code Case N629 y SINTAP) en la elaboración de las curvas límite de operación presión temperatura de un reactor hipotético, concluyendo que cualquiera de ellas supondría una relajación de las curvas límite de operación de calentamiento y enfriamiento para la zona envolvente del núcleo. O dicho de otra forma, las curvas límite de operación actuales incluyen márgenes de seguridad adicionales a los requeridos.

9.2.3.9. Determinación de propiedades mecánicas de material de vaina irradiado bajo sollicitación de accidente de inserción de reactividad (Vaina I)

La industria nuclear ha intentado definir un nuevo criterio de evaluación para los accidentes de inser-

ción de reactividad que sea aplicable a combustible de alto grado de quemado, estableciendo un límite de seguridad basado directamente en las propiedades termomecánicas de la vaina combustible y en su evolución con el quemado. El parámetro elegido ha sido la densidad de energía de deformación de la vaina (*Strain Energy Density*, SED), que es una medida de la interacción mecánica entre la pastilla y la vaina (PCMI). Si la SED durante un RIA permanece por debajo de un valor crítico (denominado CSED), la vaina sería capaz de soportar el accidente sin fallo. El valor de la CSED depende, entre otros parámetros, del tipo de material de vaina y de su estado de corrosión e hidruración, que a su vez dependen del grado de quemado del combustible. Como consecuencia, la CSED depende del quemado.

A la hora de calcular la CSED de un material de vaina en un cierto estado de hidruración, es preciso tener en cuenta que las características mecánicas de las aleaciones de circonio hidruradas dependen de la multiaxialidad de la sollicitación. Por ello, para calcular el valor de la CSED a partir de ensayos mecánicos convencionales (tracción uniaxial, anillo o reventado), en los que se produce un estado tensional distinto al existente durante un RIA, existen una serie de correcciones empíricas. Sin embargo, se ha observado que aún utilizando estas correcciones, los valores de la CSED calculados a partir de los resultados de los distintos ensayos, son diferentes.

El objetivo de este proyecto, realizado en colaboración con la empresa Enusa, ha sido el de obtener, de forma independiente, datos sobre los valores de SED y CSED de material de vaina irradiado en centrales españolas. De manera más detallada, los objetivos de la batería de ensayos de que consta el proyecto son los siguientes:

- Obtener valores de la CSED en vainas de Zirlo, con valores elevados de espesor de óxido y de quemado.

- Cualificar el cálculo de la CSED a partir de ensayos mecánicos convencionales.
- Determinar la posible dependencia de la CSED con la temperatura en el rango de temperaturas de interés.
- Cuantificar el efecto de la concentración local de hidrógeno de la vaina en la CSED.

Para ello se ha utilizado la técnica denominada de expansión debida a compresión (EDC), puesta a punto por los laboratorios de Studsvik (Suecia). En esta técnica se utiliza una muestra de material de vaina irradiado en la que se ha extraído el combustible y se ha introducido una pastilla de un polímero. Esa pastilla se comprime verticalmente por ambos lados mediante pistones, con lo que se genera una tensión circunferencial en la vaina, que es máxima a la altura del centro de la pastilla y que es similar a la interacción mecánica entre la pastilla y la vaina (PCMI) durante un accidente de inserción de reactividad. La presión ejercida por los pistones y su velocidad de desplazamiento permiten graduar las condiciones del ensayo.

En el proyecto se han utilizado ocho muestras de material de vaina irradiado proveniente del programa de extensión de la irradiación que tuvo lugar en la central nuclear Vandellós II. Las muestras se han tomado a la altura del centro de la pastilla combustible y a la altura de la interfase entre pastillas, para intentar esclarecer el efecto del mayor contenido de hidrógeno de estas últimas.

9.2.3.10. Determinación de propiedades mecánicas de material de vaina irradiado bajo sollicitación de accidente de inserción de reactividad (Vaina II)

Una vez finalizado el proyecto de medida de la SED/CSED de ocho muestras de material de vaina irradiado que se ha descrito en el apartado anterior, en una segunda fase del proyecto se ha procedido a inspeccionar algunas de las muestras ensa-

yadas. El objetivo en este caso ha sido disponer de información de detalle que facilite la correcta interpretación y utilización de los resultados obtenidos, mediante la realización de determinadas inspecciones y análisis de las muestras, que caractericen la condición del material tras la prueba.

Partiendo de los resultados preliminares obtenidos durante los ensayos por EDC, se consideró conveniente que, sobre una probeta rota a la altura de la interfase entre pastillas combustibles, se realizara una fractografía y una metalografía con determinación de la distribución azimutal de la concentración de hidrógeno en la vaina, en particular en la zona de la rotura, y una determinación del espesor de óxido en la zona de la rotura de forma óptica. Los mismos análisis se han realizado en una probeta que ha roto en la zona correspondiente a mitad de pastilla, con el fin de determinar con claridad si existen diferencias de comportamiento entre ambos tipos de probetas, y de obtener información adicional sobre el efecto del hidrógeno.

En la fractografía se examina el borde de la rotura mediante un microscopio electrónico de barrido (SEM). Los diferentes mecanismos de fractura del material están asociados a determinadas características que aparecen en la superficie de rotura, por lo que en general es posible determinar cual ha sido el mecanismo local de rotura dominante y la dirección de propagación de la grieta a partir de este ensayo.

En la metalografía, una sección de la probeta se monta en *resina epoxy* y se prepara utilizando técnicas convencionales de preparación metalográfica. Una vez pulida, la sección se examina mediante SEM en modo de imagen de electrones de retroceso para visualizar el óxido, los hidruros y las grietas, o bien es examinada en un microscopio óptico tanto recién pulida como una vez corroídos los hidruros (*hydride-etched*).

9.3. Programa de investigación en protección radiológica

9.3.1. Líneas de actuación

De acuerdo con la actualización del *Plan quinquenal de investigación*, durante el año se promovió la realización de programas de investigación en protección radiológica y se participó en los mismos a fin de aumentar la base científica y tecnológica necesaria para garantizar la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes. Por ello, la investigación en el ámbito de la protección radiológica se centró en las siguientes líneas:

- Fundamentos biológicos de la protección radiológica.
- Protección radiológica de los trabajadores.
- Protección radiológica del público y el medio ambiente.

En el primer grupo se encuentran los programas denominados de radiobiología, destinados a investigar los efectos de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos, el hombre en particular, y en especial sobre el ADN de los núcleos celulares. El objetivo final de esta investigación es el estudio de la oncogénesis radioinducida. Asimismo, se incluyen proyectos con el objetivo de profundizar en los efectos genéticos a largo plazo. Finalmente, se incluyen los proyectos denominados de dosimetría biológica, los cuales tienen como objetivo la identificación de determinadas lesiones en los cromosomas de las células y la cuantificación de las dosis de radiación origen de las mismas; para ello, se utilizan diversas técnicas, entre las que se encuentran las más avanzadas, como las denominadas de hibridación *in situ*.

En el segundo grupo se encuentran aquellos programas que desarrollan aplicaciones específicas, como es el caso de estudios relativos a la exposición ocupacional, o los aspectos relativos a la dosimetría de los trabajadores expuestos, incluyendo también técnicas dosimétricas especiales de aplicación a la población.

La protección radiológica ocupacional tiene como objetivo establecer criterios, normas y métodos que sirvan para aplicar y garantizar el cumplimiento de los principios básicos de optimación y limitación de dosis, manteniendo una mejora continua en las condiciones de trabajo que garanticen que las dosis de exposición se mantienen en valores óptimos. En consecuencia, los estudios relacionados con la exposición ocupacional tienen como objetivo el análisis y evaluación de datos reales sobre las dosis recibidas por distintos colectivos, como vía para establecer procedimientos de reducción de dosis.

En dosimetría, los proyectos tienen como objetivo el desarrollo de metodología e instrumentación para la estimación de dosis externas procedentes de diversas fuentes y tipos de radiación, así como, el establecimiento de métodos y procedimientos para la evaluación de las dosis como consecuencia de la incorporación de material radiactivo. El conocimiento de los datos correspondientes al metabolismo del material incorporado sirve de base para el establecimiento de modelos en los que basar el cálculo de dosis.

La evaluación retrospectiva de exposición a radiaciones ionizantes tiene como objetivo el conocimiento de las dosis recibidas por la población como consecuencia de accidentes o exposiciones incontroladas.

En el tercer grupo se encuadran aquellos proyectos que llevan a cabo estudios sobre el impacto radiológico de las instalaciones en condiciones de funcionamiento normal y en situación de accidente; el

desarrollo de nuevos criterios y técnicas para la gestión de emergencias; así como, los relativos a radiación natural.

El objetivo de los proyectos relacionados con el impacto radiológico ambiental en condiciones normales de operación es conseguir una mejor vigilancia y control de la calidad radiológica del medio ambiente y una garantía de que la población no está expuesta a riesgos radiológicos innecesarios. Así se estudia el comportamiento de los radionucleidos, especialmente los de vida larga y relevancia biológica, mediante la realización de estudios sobre los mecanismos que condicionan su migración, acumulación y transferencia en el medio ambiente. Igualmente, el conocimiento de determinados hábitos, por ejemplo los alimenticios, es fundamental para la estimación de las dosis recibidas por la población.

En relación con los accidentes, el objetivo es analizar los efectos radiológicos en el exterior de las instalaciones en caso de escape de una fracción importante del material radiactivo y estudiar su dispersión en las zonas adyacentes, las medidas de emergencia a establecer para proteger a la población y las actividades previstas para la recuperación ambiental de los terrenos contaminados.

Los proyectos de radiación natural tienen como objetivo el conocimiento de las dosis que recibe la población debido a las fuentes de origen natural.

Los 17 proyectos subvencionados este año responden a los objetivos de los programas quinto y sexto, es decir, protección radiológica de las personas, mejora del conocimiento y de la capacidad de medida de los niveles de exposición a que están sometidas las personas por razón de su trabajo y mejora del conocimiento de la relación entre la dosis y sus efectos; y evaluación del impacto radiológico debido a las instalaciones, actividades o situaciones que, de forma real o potencial, liberen material radiactivo al medio ambiente y, por otro

lado, a la evaluación de la exposición a la radiación natural.

9.3.2. Proyectos en curso de realización

Los 23 proyectos en curso a 31 de diciembre de 2004, con sus características particulares se relacionan en la tabla 9.2.

9.3.3. Proyectos en protección radiológica finalizados en 2004. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la protección

9.3.3.1. Estudio de la inducción y persistencia de la aneuploidía tras la exposición *in vivo* a radiaciones ionizantes

Este proyecto se ha desarrollado mediante un acuerdo específico entre el CSN y la Universidad Autónoma de Barcelona, firmado el 29 de abril de 2002. El proyecto ha tenido una duración de dos años. Se ha llevado a cabo por investigadores del Departamento de Biología Celular, Fisiología e Inmunología de la Facultad de Medicina de la Universidad Autónoma de Barcelona.

El objetivo general del Proyecto era la investigación de la inducción y persistencia de las aneuploidías tras la exposición *in vivo* (en ratones) aplicando técnicas de FISH (hibridación *in situ* fluorescente).

Al inicio de este proyecto se partía de una situación en la que la falta de ensayos rápidos y fiables que permitieran determinar la inducción de anomalías cromosómicas numéricas (aneuploidías) conducía a un desconocimiento en cuanto al posible efecto aneugénico (inductor de aneuploidías) de la radiación ionizante. A raíz de ello se desarrolló un ensayo que consistía en la aplicación de sondas centroméricas específicas para determinados cromosomas sobre núcleos hermanos de células interfase. Dicho ensayo se aplicó en primer lugar al estudio de las aneuploidías inducidas tras la exposición de

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Mejora del Sistema Nacional de Dosimetría Interna con Contadores INa y Desarrollo de Metodologías de Calibración y Determinación de Actividad en los Contadores de Radiactividad Corporal. Desarrollo y aplicación de una nueva metodología de calibración de los contadores de radiactividad corporal del sector eléctrico, así como el desarrollo de un procedimiento para la determinación de la actividad isotópica coherente con la metodología de calibración adoptada. *Prorrogado hasta 2005.	12/06/02	31/07/04	277.127	138.563	CSN Unesa Tecnatom Iberinco Helgeson
Estimación del término fuente en las centrales nucleares españolas en situaciones de emergencia. Generar una herramienta que permita evaluar la actividad potencialmente vertible, calcular la dosis al exterior en dicha situación de emergencia y clasificar de acuerdo al PLABEN dicha situación *Prorrogado hasta 2005	30/11/00	30/11/03	223.096	111.548	CSN Unesa
Exposición de los trabajadores debido a fuentes naturales de radiación en algunas industrias españolas. Determinar las dosis que estarían recibiendo los trabajadores de distintos tipos de industrias donde se procesan o almacenan materiales con radionucleidos naturales y de lugares donde pudiera existir exposición al radón o a la radiación gamma.	24/09/03	24/03/05	70.526	70.526	CSN UC
Estudio del riesgo asociado a la inhalación de descendientes del radón en diferentes actividades laborales y en viviendas Estimar las dosis que estarían recibiendo los trabajadores de distintos lugares de trabajo, así como los habitantes de una serie de viviendas seleccionadas en los que podría existir una exposición incrementada del Rn-222 y sus descendientes.	1/10/03	1/04/06	93.150	93.150	CSN UAB

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Evaluación de niveles de radón en edificios en zonas de diferentes tasas de exposición a la radiación gamma. Verificar experimentalmente la capacidad del proyecto MARNA como herramienta para identificar genéricamente en el país, zonas de riesgo desde el punto de vista de la exposición al radón en el interior de edificios.	24/09/03	24/09/05	77.145	27.145	CSN UC
Estudio de la respuesta de sistemas de medidas de radón en condiciones ambientales de lugares de trabajo. Estudiar la respuesta de una serie de sistemas activos (cámaras de ionización semiconductores, y células de centelleo) y pasivos (cartuchos de carbón, trazas y electrets) a diferentes temperaturas, a distintos grados de humedad, a las fluctuaciones temporales de radón y torón. Desarrollo de los correspondientes protocolos de exposición.	1/10/03	1/05/05	56.547	56.547	CSN UPM
Riesgo radiológico en miembros del público debido a pacientes de medicina nuclear: optimización de la protección radiológica. Determinar y caracterizar el impacto radiológico a los miembros del público en los procedimientos de Medicina Nuclear que puedan ser significativos desde el punto de vista de la protección radiológica de miembros del público. Proponer medidas de protección radiológica para reducir dosis a las personas del entorno.	21/11/03	21/11/05	60.101	60.101	CSN HGUGM
Evaluación citogenética de la Eficacia Biológica Relativa (EBR) de los rayos X de baja energía. Determinar como varía la EBR a medida que decrece la energía de los rayos X, a partir del análisis de la frecuencia de alteraciones cromosómicas inducidas a distintas dosis. Evaluar la radiosensibilidad, o susceptibilidad al daño cromosómico a rayos X de bajas energías, de mujeres con elevado riesgo de padecer cáncer de mama, irradiando <i>in vitro</i> sangre periférica de las mismas.	1/10/04	1/10/08	182.248	182.248	CSN UAB

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Sistemas de dosimetría de neutrones de aplicación en instalaciones nucleares. Profundizar en la problemática asociada a la dosimetría neutrónica en campos mixtos de radiación neutrones-gamma, típicos de las centrales nucleares, elaborar una propuesta de metodología y procedimientos de medida para la determinación de la dosis equivalente personal en las centrales nucleares españolas.	1/10/04	1/10/06	137.105	137.105	CSN UPC
Estudio radiológico de la industria cerámica y auxiliares. Progresar en el conocimiento de la presencia de radionucleidos de origen natural en los materiales utilizados en las industrias cerámicas y auxiliares, así como del impacto radiológico sobre los trabajadores y el medio ambiente. Elaborar un documento que posibilite la redacción de una guía de seguridad sobre el establecimiento de los estudios y actuaciones a llevar a cabo en cada tipo de industria cerámica.	1/10/04	1/10/07	124.583	124.583	CSN UPV
Estudio de la viabilidad y la efectividad de las acciones de remedio frente a la presencia del gas radón en los edificios. Estudiar el comportamiento del gas radón, presente en los espacios naturales, en lo que se refiere a su penetración y distribución en habitáculos, con el fin de realizar actuaciones correctoras respecto a tal penetración.	1/10/04	1/10/05	64.000	64.000	CSN CSIC
Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes: traslaciones recíprocas. El proyecto tiene por finalidad el desarrollo, estudio y establecimiento de las bases necesarias que permitan que el Laboratorio de Dosimetría Biológica pueda seguir dando cobertura, mediante técnicas de dosimetría biológica a todas las personas susceptibles de estar expuestas a radiaciones ionizantes en el Estado Español.	1/10/04	1/10/08	288.617	288.617	CSN Fundación para la Investigación Biomédica del Hospital Gregorio Marañón

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Elaboración de procedimientos para la medida de radiactividad ambiental. El objetivo principal de este proyecto es la elaboración y armonización de los procedimientos para la determinación de la radiactividad ambiental que puedan ser utilizados por los laboratorios en el ámbito nacional.	1/10/04	1/10/06	126.950	126.950	CSN Fundación Bosch y Gimpera-UB
Estudio del impacto radiológico de las centrales térmicas de carbón sobre sus entornos. Evaluar, para las cuatro mayores centrales térmicas existentes en nuestro país, concretamente las de As Ponte en A Coruña, Compostilla en León, Carboneras en Almería y Andorra en Teruel, el impacto radiactivo-dosimétrico que han venido ejerciendo sobre sus respectivos entornos.	1/10/04	1/10/08	304.317	304.317	CSN Ciemat
Contenido y migración de radioestrncio y radiocesio en suelos españoles. Evaluación del depósito sobre el terreno de radionucleidos artificiales provenientes del fall-out derivado de los ensayos atmosféricos de armas nucleares y de accidentes nucleares.	1/10/04	1/10/08	326.600	326.600	CSN Ciemat
Estudio del daño por radiación producido por los electrones secundarios en sistemas biomoleculares. Mejorar el conocimiento de la relación entre dosis y sus efectos, incluso para bajas dosis.	1/10/04	1/10/08	82.000	82.000	CSN UNED
Impacto radiológico sobre el medio ambiente. Participar en el proyecto ERICA cuyo principal objetivo es el desarrollo de una aproximación integral y un marco metodológico para evaluar el impacto radiológico en el medio ambiente, debido a radiaciones nucleares.	1/10/04	1/10/08	42.000	42.000	CSN Ciemat
Estudio de la exposición debida a la utilización del torio en industrias no radiológicas. Determinar el impacto radiológico que el uso de materiales toriados ejerce sobre la población española y desarrollar una metodología que permita cuantificar el impacto en instalaciones específicas.	1/10/04	1/10/08	184.140	184.140	CSN UPV

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Técnicas avanzadas en la medida de la radiactividad ambiental. Ampliar y mejorar las capacidades analíticas y de medida del Laboratorio de Radiactividad Ambiental del Ciemat y su adaptación a la normativa en materia de calidad para lograr la capacidad adecuada que permita asumir el papel de laboratorio de referencia nacional, o centro de excelencia, en la medida de la radiactividad ambiental.	1/10/04	1/10/05	55.358	55.358	CSN Ciemat
Estudios experimentales in vitro sobre la eficaciabiológica relativa de radiaciones de referencia. Determinar la curva de dosis respuesta de parámetros biológicos de interés tras la exposición a Co-60 y la exposición a rayos X. Determinar la eficacia biológica relativa de rayos X respecto a los rayos gamma, para cada uno de los parámetros biológicos analizados experimentalmente.	1/10/04	1/10/05	49.720	49.720	CSN Ciemat
Estudio y evaluación del impacto radiológico producido por las actividades de diversas industrias no nucleares del sur de España. Evaluar el impacto radiactivo y radiológico, tanto ocupacional como ambiental, producido por actividades laborales realizadas en diversos complejos industriales no nucleares, situadas en el sur de España, que utilizan materias primas y producen desechos caracterizados por estar enriquecidos en radionucleidos naturales.	1/10/04	1/10/08	136.246	136.246	CSN Universidad de Sevilla
Dosimetría neutrónica y gamma en un ciclotrón de 18 MeV durante la producción de radionucleidos emisores de positrones. Realizar un estudio dosimétrico, tanto de radiación neutrónica como gamma, dentro y fuera del búnquer de un ciclotrón Cyclone 18/9 (de 18 y 9 MeV de energía protones y deuterones, respectivamente) durante la producción de radionucleidos emisores de positrones, con el fin de determinar el término fuente de dicho ciclotrón.	1/10/04	1/10/05	50.960	50.960	CSN UAB

Tabla 9.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2004 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Interacción de electrones secundarios con la materia y sus aplicaciones en el daño por radiación. Desarrollar los códigos necesarios para la simulación, mediante técnicas de Monte Carlo, de los distintos tipos de interacciones en los que puedan verse involucrados los electrones secundarios, tanto en el agua en fase líquida como en interfases acuosas que contengan moléculas biológicas como el ADN.	1/10/04	1/10/08	63.909	63.909	CSN CSIC
Protección radiológica ocupacional en radiología intervencionista. Profundizar en el conocimiento sobre el nivel de riesgo de los trabajadores expuestos en radiología intervencionista, intentando reducir las incertidumbres asociadas a los registros dosimétricos, al uso irregular de dosímetros personales, a la falta de seguimiento de las medidas básicas de protección radiológica o a otras causas; ampliar base de datos de dosis ocupacionales; difundir criterios específicos ocupacionales de PR.	1/10/04	1/10/08	80.000	80.000	CSN UCM

linfocitos humanos a radiación ionizante. Este estudio llevó a las siguientes conclusiones:

- Las radiaciones ionizantes tienen, además de su conocido *efecto clastogénico*, un efecto aneugénico que, aunque menor, es claro.
- Este efecto aneugénico se produce básicamente por la inducción de no-disyunción más que por la de pérdida anafásica.

Tras la obtención de estos resultados se aplicó el mismo ensayo al análisis de las aneuploidías inducidas en linfocitos de bazo de ratones expuestos a

radiación ionizante. Para ello se tuvieron que generar sondas de DNA con secuencia específica para las regiones subcentroméricas de determinados cromosomas. Los resultados obtenidos en este estudio indicaron que tras la exposición in vivo a radiación ionizante la frecuencia de aneuploidías inducidas era directamente proporcional a la dosis de rayos γ . Se confirmaba así que la radiación ionizante tiene un efecto aneugénico paralelo al efecto clastogénico y mutagénico. Sin embargo, a diferencia del estudio realizado en linfocitos humanos, las pérdidas anafásicas se inducían mucho más frecuentemente que las no-disyunciones. Cabe destacar también que en el estudio realizado en ratón la mayoría de

micronúcleos con señal fluorescente presentaba dos señales para un mismo cromosoma, quedando los dos núcleos principales con una sola señal cada uno. Esto sugiere dos posibles explicaciones: 1) la irradiación está afectando la separación de las cromátidas de estos cromosomas durante la anafase o 2) estos micronúcleos son portadores de un isocromosoma con dos centrómeros resultado de la fusión de las cromátidas hermanas tras la inducción de una rotura pericentromérica y replicación del cromosoma no reparado. En cualquier caso, cabe destacar que existen diferencias interespecíficas en cuanto a la inducción de aneuploidías.

En relación con el presente proyecto de investigación el equipo investigador ha adquirido formación en el cultivo de células, la aplicación de técnicas de citogenética molecular y el uso del microscopio de fluorescencia para el análisis citogenética de las células cultivadas, así como en técnicas de biología molecular tales como la microdissección de fragmentos cromosómicos y amplificación y marcado del DNA obtenido, la amplificación mediante cultivo bacteriano de fragmentos de DNA insertados en plásmidos y su marcaje mediante *nick traslation* o PCR. Dos de los estudiantes de tercer ciclo dedicados al Proyecto han realizado estancias de investigación en diversos laboratorios de reconocido prestigio tanto en Europa como en Estados Unidos.

Se han iniciado y se están desarrollando tres tesis doctorales relacionadas con el Proyecto.

Se puede decir que el interés del proyecto para el CSN es que su desarrollo está dentro del campo de la investigación básica en radiobiología, de forma que es un paso más para conseguir la comprensión de los mecanismos de acción de las radiaciones ionizantes.

9.3.3.2. Marna 4

El Proyecto Marna-4 que se inició en 2001 y finalizó el año 2004; forma parte del proyecto Marna y

completa las medidas de tasa de exposición a la radiación gamma en toda la superficie peninsular.

Es un proyecto de I+D que evalúa la tasa de exposición⁽¹⁾ a la radiación gamma en España referida a un metro de altura sobre el nivel del suelo. Se desarrolla según un acuerdo de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Enusa Tecnologías Avanzadas en el que han participado grupos de investigación dirigidos por profesores de varias universidades.

Satisface las directrices del Organismo Internacional de Energía Atómica y de la Unión Europea sobre la conveniencia de disponer de mapas de radiación natural para poder evaluar niveles de radiación y sus posibles incrementos respecto del fondo natural.

La metodología de desarrollo fue presentada en el OIEA al comienzo del proyecto, donde en 1996 en un *Tecdoc* se recoge como un excelente caso de cómo utilizar datos procedentes de la exploración de uranio en la preparación de mapas de niveles de radiación natural y de estimación del potencial de emisión de radón

En conjunto se han obtenido 1.250.000 medidas de tasa de exposición a la radiación gamma en el propio desarrollo del *Proyecto Marna*. Además se han utilizados unas 250.000 medidas aéreas y terrestres de radiación gamma procedente del suelo efectuadas a lo largo de las numerosas campañas de exploración de uranio que realizaron la antigua Junta de Energía Nuclear y Enusa durante más de 35 años.

Las medidas se han tomado pie a tierra y desde un vehículo todo terreno equipado con escintilómetros de yoduro de sodio activado con talio. Los valores obtenidos se registran en un ordenador que asocia para cada medida las coordenadas geográficas.

¹ El significado del *fall-out* en este tipo de medidas es escaso, ya que valores de deposición superficial del orden de 10^{-2} $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$ proporcionarían tasas de exposición inferiores a $0,01$ $\mu\text{R}/\text{h}$ a un metro del suelo.

Merecen destacarse los siguientes beneficios y aplicaciones:

- Es útil en la realización de estudios epidemiológicos para investigar los efectos de bajas dosis de radiación recibidas durante un largo tiempo, en sí mismos o en relación con otros factores. En este sentido sus datos se están utilizando principalmente por departamentos de medicina preventiva y salud pública de varias universidades.
- Se emplea en la evaluación y control de los incrementos de la radiación de fondo debidas a causas naturales o no naturales.
- Se utilizan para estimar las tasas de dosis absorbida y dosis equivalente que recibe la población. Asociado con hábitos de vida de la población, pueden estimarse las tasas de dosis absorbida y dosis equivalente (para radiación electromagnética $1 \mu\text{R/h} = 0,01 \mu\text{Sv/h}$).
- Si se dispone de suficiente información geológica en relación con determinados aspectos geológicos estructurales, petrológicos y geoquímicas especialmente densidad y humedad del suelo, porosidad y transmisividad, puede estimarse muy razonablemente la tasa de emanación del radón en la superficie del suelo.
- Permite elaborar mapas estratégicos de estimación del potencial de emisión de radón en un terreno, y seleccionar zonas para estudios detallados sobre radón en viviendas y planificar la gestión del territorio en cuanto al diseño de la protección de viviendas contra el radón. En este sentido los datos del proyecto Marna se han utilizado en trabajos relacionados con la protección al radón en el Código Técnico de la Edificación.

El proyecto adquiere actualmente un interés relevante, con motivo de la trasposición a la reglamentación nacional de la Directiva 96/29 de Euratom sobre normas básicas relativas a la protección

radiológica de los trabajadores y de la población contra los riesgos de las radiaciones ionizantes.

Concretamente en el título VII de dicha directiva, se trata de establecer un marco regulador para la exposición de las personas a las fuentes naturales de radiación. En este sentido los resultados obtenidos en el proyecto Marna son una referencia primaria para llevar a cabo las investigaciones que se requieren en la citada Directiva con el objeto de estimar la exposición de las personas en las zonas de mayor relevancia radiológica.

Se dispone de un equipo móvil capaz de detectar desde un vehículo en marcha pequeños incrementos de tasa de exposición a radiación gamma natural. De hecho se han identificado pacientes ambulantes sometidos a tratamiento con radioisótopos y fuentes radiactivas. Con los valores medidos y la situación de las medidas, obtenida por un GPS y referida a coordenadas UTM huso 30, se obtiene en un ordenador un fichero único con el que puede obtenerse un mapa de tasa de exposición de forma inmediata. El espectrómetro portátil permite identificar el radioisótopo natural o artificial causante del incremento.

El proyecto Marna ha sido difundido en ámbito nacional e internacional, workshops del: OIEA y Unión Europea. *European Radon Research and Industry Collaboration Concerted Action* (ERRICA) y en publicaciones nacionales e internacionales.

9.3.3.3. Medidas del radón en aguas manantiales, pozos y fuentes en Extremadura

Con fecha 26 de noviembre de 2003 y por un período de doce meses, se firmó, entre la Universidad de Extremadura (Badajoz) y el CSN, un acuerdo específico de colaboración, para la medida de radón disuelto en aguas de manantiales, pozos y fuentes en Extremadura.

El objetivo principal del proyecto era la estimación de la dosis recibida por la población y el esta-

blecimiento de un mapa de riesgo por el consumo de aguas con un alto contenido de radón en Extremadura.

Las principales actividades realizadas dentro del proyecto para la consecución del objetivo indicado fueron las siguientes:

- Planteamiento del muestro, que se realizó teniendo en cuenta los mapas geográficos, geológicos, geofísicos, hidrológicos e hidrogeológicos editados en diferentes escalas por diversos organismos (Servicio Geográfico del Ejército, Junta de Extremadura, Instituto Nacional de Estadística, etc.)
- Consideración en el estudio el análisis de aguas procedentes de balnearios actualmente en explotación, plantas embotelladoras de agua de bebida, fuentes de uso público en general, aguas subterráneas colectadas en pozos públicos o privados y manantiales propiamente dichos.
- Calibración y puesta a punto del equipo experimental, detector de centelleo líquido Quantulus 1220TM. Adaptación del método de análisis a las características del equipo.
- Realización de 20 campañas de muestreo a lo largo y ancho de la Comunidad Extremeña.
- Medida de las concentraciones de ²²²Rn en 305 muestras de aguas de diferentes tipos indicadas anteriormente
- Estimación de las dosis potenciales debidas al ²²²Rn que recibirían los habitantes de las distintas zonas por la utilización de dichas aguas.

Las actividades previstas en el proyecto se llevaron a cabo satisfactoriamente, siendo las conclusiones mas importantes las siguientes:

El método puesto a punto para la determinación de radón en aguas mediante la técnica de centelleo líquido es válido, rápido y sencillo. Se utilizó el cóctel de *centelleo Radons* y el equipo experimental *Quantulus 1220TM*. Las mejores condiciones de medida se obtuvieron para 10 ml de muestra acuosa y 10 ml de fase orgánica en viales de polietileno de 22ml de capacidad, con tiempos de medida de 200 segundos. El valor de la actividad mínima detectable fue de 0,11 Bq/l, con una eficiencia del 88% para el ²²²Rn.

Se caracterizaron mas de 300 muestras de aguas subterráneas que afloran a la superficie en fuentes, pozos y manantiales naturales. También se analizaron las aguas de cinco balnearios y de una planta embotelladora de agua mineral. Los valores de concentraciones de radón encontrados abarcan un gran rango y estuvieron comprendidos entre 0,15 y 1.200 Bq/l.

Los estudios hidrogeológicos revelaron una fuerte relación entre la concentración de radón disuelto en el agua y el tipo de litología. Las concentraciones mas elevadas se encontraron en acuíferos asociados a formaciones graníticas, seguidas de cuarcitas y rocas metamórficas, estando los valores mas bajos asociados a areniscas y materiales detríticos.

El 31% de los análisis realizados presentaron una concentración superior al valor de 100 Bq/l valor que la Unión Europea considera, (recomendación de 20 de diciembre de 2001) en el caso del agua suministrada en el marco de una actividad comercial o pública como punto de partida para que los Estados Miembros determinen si son necesarias medidas correctoras para proteger la salud humana.

Los valores de dosis que recibirían los habitantes de las distintas zonas debido a la inhalación e ingestión del ²²²Rn contenido en las aguas no

ofrecen valores que en principio supongan un riesgo indebido para los habitantes. No obstante deberían considerarse análisis complementarios de otros isótopos naturales, con objeto de caracterizar mas específicamente el riesgo asociado a la ingestión de agua potable en las distintas zonas, sobre todo de aquellos abastecimientos localizados en zonas graníticas que es donde se han obtenido los valores mas elevados.

9.4. Valoración de las actividades realizadas

Durante el año 2004 el CSN gestionó un presupuesto propio para I+D de 3.905.077 €. Para ello siguió las pautas establecidas en su *Plan de Investigación* que identifica las áreas y proyectos de investigación necesarios para el cumplimiento de las funciones asignadas por Ley. Una buena parte de

los proyectos de investigación se realizan en colaboración con otras instituciones siendo destacable la colaboración con Unesa (*Plan coordinado de investigación*), Ciemat (*Acuerdo marco de colaboración*) y Enresa.

Los proyectos de investigación desarrollados contribuyeron a mejorar los conocimientos, métodos y herramientas empleados por el personal del CSN en la realización de sus funciones, cooperando así a que sus actuaciones sean más eficaces y eficientes. También ayudaron a incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de instalaciones o actividades reguladas y de aquéllas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares. Los resultados de los proyectos finalizados se describirán en una publicación titulada *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en 2004*.

10. Reglamentación y normativa

El Consejo de Seguridad Nuclear, junto a funciones características de asesoramiento, inspección y control, y otras de índole ejecutiva, tiene legal y reglamentariamente asignadas competencias relacionadas con la capacidad de proponer normativa general o dictar disposiciones técnicas, de alcance general y obligado cumplimiento, unas veces, y específica o meramente recomendatoria en otras ocasiones.

Así, el artículo 2º de la *Ley 15/1980*, de 22 de abril, *de creación del CSN* (BOE de 25 de abril), en la nueva redacción dada al mismo por la *Ley 14/1999*, de 4 de mayo, *de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear* (BOE de 5 de mayo), establece en su apartado a) que corresponde a este Organismo la función de proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, así como las revisiones que considere convenientes.

Asimismo determina que *podrá elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica*.

La misma competencia de propuesta reglamentaria se recoge en el artículo 5º, a) del *Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear*, aprobado por Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril (BOE de 7 de junio).

En este sentido, durante 2004, se han publicado las siguientes normas, siendo las más significativas las siguientes:

- Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio (BOE de 14 de julio de 2004), por el que se aprueba el *Plan básico de emergencia nuclear*.

- Orden ITC/2637/2004, de 21 de julio (BOE de 4 de agosto de 2004), relativa a la aplicación de determinadas disposiciones del Real Decreto 1206/2003, de 19 de septiembre, para la aplicación de los compromisos contraídos por el Estado español en el Protocolo Adicional al Acuerdo de Salvaguardias derivado del *Tratado sobre la No Proliferación de las armas nucleares*, por su encomienda a la Comisión Europea.
- Instrucción IS-02, revisión 1, de 21 de julio de 2004 (BOE de 16 de septiembre de 2004), del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación de *Actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera*.
- Resolución de 22 de septiembre de 2004 (BOE de 13 de diciembre de 2004), del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se actualizan determinados ficheros automatizados de datos de carácter personal y se regulan otros en el ámbito de gestión del Ente público.

10.1. Desarrollo normativo nacional

La política del CSN en esta materia, está contenida en el *Plan Estratégico del CSN*, aprobado por el Pleno del Consejo en su reunión de 13 de enero 2005.

El objetivo que se persigue, con independencia de la mejora permanente del proceso regulador, es el desarrollo de la pirámide normativa en la materia, identificando las carencias de la normativa legal y preparando los textos correspondientes, siguiendo la evolución de los sistemas reguladores en los países de nuestro entorno, y adoptando e incorporando a la situación española la normativa internacional.

En cumplimiento de estos principios orientadores, durante 2004, el CSN mantuvo la promoción e impulso de varios proyectos normativos de diverso rango.

10.1.1. Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas

El *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre (BOE 31 de diciembre de 1999), que viene a sustituir al de 21 de julio de 1972, está siendo sometido a un profundo proceso de revisión interno para adaptarlo a la experiencia obtenida en su aplicación durante estos últimos años. Se han realizado diversos trabajos, aunando esfuerzos procedentes de las distintas subdirecciones del CSN, para estudiar la posibilidad de mejorar algunos epígrafes de su articulado, habiendo tenido también intervención y acceso representantes del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

En el último tercio del año se ha elaborado una propuesta de modificación puntual a distintos aspectos del Reglamento, con el objetivo de que fueran publicados en el primer semestre del año 2005.

10.1.2. Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes

En fecha 26 de julio de 2001 fue publicado en el BOE el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, derogando el anterior Real Decreto 53/1992, de 24 de enero, sobre el mismo objeto, recogiendo las normas relativas a la protección de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes, de acuerdo con la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear. Dicho reglamento constituye la transposición a la reglamentación española de la Directiva 92/29 Euratom de la Unión Europea.

El nuevo reglamento, en su breve andadura, todavía no ha aportado suficientes datos sobre posibles problemas que puedan derivarse de su aplicación, por lo que habrá que esperar a que transcurra algún tiempo más para poder verificar y analizar a

fondo las consecuencias de la aplicación de esta importante normativa en el ámbito de la protección sanitaria.

10.1.3. Otras funciones normativas

Durante 2004 el Consejo de Seguridad Nuclear también desarrolló otras funciones normativas a través de su participación o integración en grupos de redacción de anteproyectos sobre cuestiones relacionadas directa o indirectamente con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

La redacción de la *Directriz de Protección Civil contra riesgos radiológicos* está pendiente de impulso por parte de la Dirección General de Protección Civil.

Se debe señalar que a lo largo del ejercicio 2004 el Consejo de Seguridad Nuclear dio un impulso importante de desarrollo legislativo y reglamentario en los campos que vienen siendo objeto de preocupación especial.

En consecuencia, las carencias normativas en la materia fueron afrontadas en 2004 a través de los mecanismos de propuesta y participación que se relacionan en este apartado y en los siguientes, manteniéndose abiertos los trabajos de redacción y mejora técnica de las normas.

Existe abierto un proceso de propuesta de reforma legislativa que afectaría a aspectos puntuales de las leyes 25/1964 (sistema autorizatorio), 15/1980 (capacidad normativa del CSN), y 14/1999 (modificación parcial del régimen de tasas), a incluir todas ellas en un anteproyecto de ley promovido por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Entre otras tareas se sigue elaborando una propuesta de sustitución del capítulo XIV de la Ley 25/1964, de 29 de abril, reguladora de la energía nuclear, que regula el cuadro de infracciones y sanciones en materia nuclear, mejorando técnicamente su contenido y estableciendo criterios de

mayor racionalidad y proporcionalidad en la descripción de tipos y sanciones.

Durante 2004 se elaboró un borrador de texto para una futura Ley de Residuos, incorporando la filosofía de la *Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos*, de 5 de septiembre de 1997, así mismo se han tenido en cuenta las normas vigentes más relevantes relacionadas con el sector, la normativa internacional y la experiencia que tiene el propio Organismo al respecto.

Con objeto de proceder a la transposición de la Directiva 2003/122/Euratom del Consejo de 22 de diciembre de 2003 sobre el control de las fuentes radiactivas selladas de actividad elevada y de las fuentes huérfanas, se ha constituido una Comisión en el propio Organismo para el estudio y redacción de un texto de real decreto.

10.2. Desarrollo normativo del CSN

En el desarrollo normativo del Consejo de Seguridad Nuclear, hay que distinguir tres modalidades de actuación que se han venido desarrollando en el presente ejercicio de 2004: la actualización de su propio ordenamiento organizativo y funcional, la aprobación de normativa técnica de obligado cumplimiento y finalmente, la elaboración de guías recomendatorias.

10.2.1. Organización y funciones del CSN

Las disposiciones relacionadas con la organización y funciones del CSN, se recogen en normas reglamentarias aprobadas por el Gobierno a partir de una propuesta inicial del CSN (Estatuto), o bien corresponden a decisiones del Organismo, para las que se haya habilitado por disposiciones generales de carácter reglamentario y por su propia Ley de Creación para la elaboración de normas e instrucciones de carácter técnico.

En el tema de elaboración de instrucciones del Consejo y guías de seguridad se ha aprobado este año un procedimiento que contempla el proceso y las responsabilidades de las diferentes partes implicadas en el proceso de elaboración de tales instrucciones y guías.

10.2.2. Capacidad normativa del CSN

En relación con la normativa técnica durante el año 2004, cabe destacar que han sido aprobadas y publicadas por el Consejo las Guías de Seguridad (GS) e Instrucciones (IS) siguientes:

Se han publicado:

- IS-02 Revisión 1. *Documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.* (BOE nº 224, de 16 de septiembre de 2004.) (En el BOE de 11 de octubre de 2004 se publicó una corrección de erratas.)
- GS-10.13. *Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de centrales nucleares.*
- GS-1.7 Revisión 1, *Información a remitir por los titulares de explotación de las centrales nucleares.*
- GS-1.15. *Actualización y mantenimiento de los APS.*
- GS-6.3. *Instrucciones de emergencia en el transporte de sustancias nucleares.*
- GS-1.5 Revisión 1, *Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.*
- GS-1.15. *Actualización y mantenimiento de los APS.*

Otras actividades en curso durante 2004, son:

- En fase de redacción del texto final, tras los comentarios externos (y en su caso institucionales), para su consideración por el CSN, se encuentra:

- IS-07. *Actualización de la Resolución del CSN de 5 de noviembre de 1992 sobre homologación de cursos de radiodiagnóstico.*
- IS sobre *aplicaciones de los APS.*
- La revisión de la GS-7.1. *Requisitos técnicos administrativos para los servicios de dosimetría personal.*
- La revisión de la GS-7.5. *Actuaciones a seguir en el caso de personas que hayan sufrido un incidente radiológico.*

En fase de comentarios externos, y en su caso institucionales, en este momento ya han finalizado los plazos para comentarios externos, por lo que no hay ningún documento en esta situación.

- En fase de remisión a comentarios externos e institucionales, una vez dado el visto bueno por el Pleno del Consejo en su reunión de 22 y 23 de diciembre de 2004, están las siguientes instrucciones (IS):
 - IS sobre *Definición de campos de aplicación para licencias de operadores y supervisores de instalaciones radiactivas. Desarrollo del artículo 56 del RD 1836/1999.*
 - IS sobre *Criterios para el establecimiento de la necesidad de Servicios de Protección Radiológica en función de la distancia geográfica y el riesgo de la instalación radiológica a que debe dar servicio.*
- En fase de elaboración del borrador uno (tras la fase de comentarios internos) se encuentran los documentos siguientes:
 - IS sobre el *Cierre del plan de seguridad física.*
 - IS sobre *Licencias de personal de operación en centrales nucleares.*

- IS sobre *Evacuación de los detectores iónicos de humo fuera de uso. Esta IS se retendrá en el CSN, sin enviarla a comentarios externos, hasta que se haya producido la transposición de la Directiva del Consejo/Comisión de la UE sobre “Eliminación de equipos eléctricos y electrónicos”.*
- GS-1.1. *Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de operación en centrales nucleares; (esta guía está pendiente de una IS al respecto, también en fase de elaboración).*
- GS-9.3 sobre *Evaluación de seguridad del almacenamiento temporal de residuos radiactivos.*
- Revisión de la Guía 5.1. *Documentación técnica para solicitar las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de isótopos radiactivos no encapsulados (2ª y 3ª Categoría).*
- Revisión de la Guía 5.2. *Documentación técnica para solicitar las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª Categoría).*
- Revisión de la Guía 5.5. *Documentación técnica para solicitar las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia.*
- Revisión de la Guía 5.10. *Documentación técnica para solicitar autorización de instalaciones de rayos X con fines industriales.*
- En fase de comentarios internos se encuentran las siguientes guías e instrucciones:
 - IS por la que se *Regulan los intervalos de tiempo que deberían quedar archivados los documentos y registros de las instalaciones radiactivas.*
 - IS sobre *Criterios de notificabilidad en centrales nucleares en explotación.*

- *Guía de Seguridad sobre Manuales de cálculo de dosis al exterior (MCDE).*

- Hay una IS que, por sus especiales características, ha tenido o tendrá un procedimiento distinto del establecido de forma general:
 - IS sobre el cierre del *Plan de actuación sobre seguridad física, que por su temática tiene carácter confidencial y será sometida a un procedimiento especial*. Se remitió a comentarios internos, restringidos al texto de la IS.

Las demás IS y GS se encuentran o en fase de elaboración del borrador cero o no iniciadas.

- Otras actividades
 - Se ha preparado un bloque de instrucciones técnicas (de las dos direcciones técnicas), Instrucciones técnicas complementarias (ITC), de carácter general, y circulares que se han introducido en la intranet y en la web externa del CSN.
 - Se ha revisado el estado de actualización de las GS publicadas, que pudieran estar desfasadas en algún punto. En los plenos de fechas 20 y 27 de noviembre de 2004, se aprobaron las *actualizaciones normativas* de las GS que no precisaban revisión técnica y la inclusión de sendas notas aclaratorias sobre el estado de revisión en que se encuentran las GS que precisan revisión normativa y técnica y que están previstas en el *Plan anual de trabajo* PAT del 2004 y de las guías que, debiendo ser revisadas técnica y normativamente, no están previstas en el citado PAT 2004.
 - Asimismo, se ha propuesto y aprobado la anulación formal por el Pleno de cuatro GS que han quedado fuera de vigor.

10.3. Actividades normativas internacionales

El CSN lleva a cabo entre sus competencias, el mantenimiento de relaciones oficiales con organismos similares extranjeros, la participación en organismos internacionales con competencia en materia de seguridad nuclear o protección radiológica y la colaboración con organismos y organizaciones internacionales en programas de asistencia en dichas materias.

El Consejo de Seguridad Nuclear tiene como objetivo optimizar su participación en el ámbito internacional y prioritariamente en el marco de la Unión Europea, intercambiando experiencias, abordando temas de interés común y potenciando su participación activa en foros como el Organización internacional de energía atómica OIEA, OCDE-NEA y la propia Unión Europea.

Dentro de las actividades de intercambio de experiencias, en el tema de normativa, con otros Organismos reguladores, una persona técnica del CSN visitó durante dos días el Organismo regulador finlandés, (STUK), y, ante el alto grado de interés que tiene el intercambio de experiencias entre expertos de diferentes organismos reguladores, se plantea continuar con esta línea de actuación.

Con respecto a los comentarios de las guías del OIEA, se está al día en el envío de comentarios de los proyectos recibidos y se ha propuesto y aprobado la modificación del correspondiente procedimiento de gestión del CSN para que refleje dos fases de comentarios, gestionados por el Consejo:

- Los comentarios más relevantes son los que se efectúan durante la preparación del texto, que es donde pueden ser discutidos entre los países participantes del proceso de elaboración y son más fácilmente incluibles en el proyecto de texto.
- La segunda fase de comentarios, es la de comentarios del propio país, una vez que la guía se

encuentra prácticamente consensuada, siendo aquí dificultoso introducir comentarios en esta fase.

- La revisión del procedimiento PG.II.02, sobre relaciones internacionales, fue aprobada por la Presidencia con fecha 22 de octubre de 2004.

Por otra parte, se ha llegado a un acuerdo sobre la traducción al español de las guías del OIEA, por lo

que se ha adquirido un paquete informático y se firmarán acuerdos con sociedades de expertos españoles para que, respetando la terminología del OIEA, se efectúan dichas traducciones.

También se continúan los trabajos de participación de técnicos del CSN en los grupos de *armonización normativa* que tienen como promotor el grupo WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*).

11. Relaciones institucionales e internacionales

11.1. Relaciones institucionales

11.1.1. Aspectos generales

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) dado su carácter de organismo fundamentalmente técnico y consultivo y en ciertos aspectos, ejecutivo, debe emitir dictámenes e informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, para la Administración Central y la Autonómica, en materias de seguridad nuclear y protección radiológica.

Además, el CSN tiene asignadas por ley las funciones de:

- Asesorar, cuando sea requerido para ello, a los tribunales y a los órganos de las administraciones públicas en las materias de su competencia.
- Informar y proponer a la autoridad competente la aprobación de medidas ante situaciones excepcionales o de emergencia en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de las zonas de influencia de las instalaciones nucleares o radiactivas.
- Colaborar con las autoridades competentes en la vigilancia radiológica de los trabajadores profesionalmente expuestos, y en la atención médica de personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios de los planes de emergencia nuclear, participar en su aprobación y coordinar, para todos los aspectos relacionados

con la seguridad nuclear y protección radiológica, la respuesta a situaciones de emergencia.

Para el mejor y más eficaz desarrollo de las funciones que tiene asignadas, el CSN mantiene relaciones de colaboración y asesoramiento con las instituciones del Estado a nivel central, autonómico y local, con las organizaciones profesionales y sindicales y con las asociaciones y organizaciones no gubernamentales relacionadas con sus áreas de actividad.

El CSN informa anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado del desarrollo de sus actividades según marca la *Ley 15/1980*, de 22 de abril, *de creación del CSN*, en la redacción dada por la *Ley 14/1999*, de 4 de mayo, *de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*.

11.1.1.1. Objetivos

Los objetivos del Consejo de Seguridad Nuclear en el ámbito de las relaciones institucionales son:

- Proporcionar a las Cortes Generales: Congreso de los Diputados y Senado información detallada y precisa de las actuaciones que lleva a cabo.
- Fortalecer e incrementar los mecanismos de colaboración y coordinación con los distintos departamentos de la Administración Central del Estado, que tengan competencias vinculadas con las funciones del CSN.
- Fortalecer e incrementar los mecanismos de relación y colaboración con todas las administraciones autonómicas.
- Asesorar e informar a las demás instituciones del Estado cuando sea requerido para ello.
- Mantener líneas de información con otras organizaciones públicas y privadas. Entre las primeras destacamos los delegados y subdelegados del Gobierno, defensores del pueblo, tanto estatal como autonómicos, universidades, organismos

como el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, la Empresa Nacional de Residuos, la Empresa Nacional del Uranio. Y, entre las segundas, se encuentran: Unesa, Tecnatom, asociaciones profesionales y sindicales, grupos ecologistas, particulares y otras cuyas actividades están relacionadas con las áreas de actuación del CSN.

- Gestión de subvenciones concedidas por el CSN al amparo de la resolución de convocatoria de 17 de diciembre de 2003, BOE número 20 de 23 de enero de 2004.

Tras la aprobación por el pleno del Consejo del Plan Estratégico 2005-2010, el 17 de febrero de 2005, el cual se vertebra en torno a la Misión y Visión del CSN, y es fruto de un proceso participativo de todo el organismo y dirigido por el Consejo, en el que se han considerado las expectativas de la sociedad española y de las Administraciones central, autonómicas y municipales, los titulares de instalaciones y el personal del CSN como grupos de interés, merece la pena destacar cuales son las estrategias y objetivos de relaciones institucionales para el futuro inmediato: Desarrollar y mantener esquemas de colaboración que añadan valor a las relaciones con otras administraciones, organismos e instituciones. Así mismo, consolidar, ampliar y mejorar el sistema de encomiendas a las comunidades autónomas, para la gestión conjunta de los programas reguladores aplicables a las instalaciones radiactivas y actividades conexas y a los transportes.

Por otra parte y de forma muy específica, el Plan Anual de Trabajo para 2005 establece como líneas prioritarias de actividad:

- Potenciar las relaciones con el Parlamento.
- Potenciar acuerdos con los ministerios, especialmente Interior, Defensa y Sanidad.
- Firmar nuevos acuerdos de encomiendas.

- Potenciar relaciones con delegados y subdelegados de Gobierno como responsables de los planes de emergencia.
- Potenciar los acuerdos firmados con universidades e instituciones.

11.1.1.2. Estrategias y áreas de trabajo

Relaciones con las Cortes Generales

En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 11 de la *Ley 15/1980*, de 22 de abril, *de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, en la redacción dada por la *Ley 14/1999*, de 4 de mayo, *de Tasas y precios públicos por servicios prestados al CSN*, este Organismo informa anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado del desarrollo de sus actividades.

En la VIII legislatura, constituida tras las elecciones generales de marzo de 2004, y durante este año de 2004, ha tratado los asuntos del Consejo de Seguridad Nuclear, la Comisión de Industria, Turismo y Comercio, que reemplaza a la Comisión de Economía y Hacienda vigente durante la VII legislatura, en la que se enmarca la ponencia especial encargada del estudio de los informes que el CSN presenta a las cámaras.

Tras los trabajos previos de dicha ponencia, la Presidenta del CSN comparece anualmente ante la citada Comisión. Posteriormente, esta Comisión aprueba una serie de resoluciones, que sirven de impulso y marco para el trabajo del Organismo, a las que el CSN responde mediante actuaciones y remisión de los informes técnicos correspondientes.

Así mismo, la Presidenta del CSN comparece, a solicitud de otras comisiones del Congreso de los Diputados y del Senado de España, para informar de cualquier tema de su competencia que las cámaras consideren oportuno.

Es práctica habitual que también comparezcan, ante esta Comisión, otros miembros del CSN, como son el secretario general, los directores técni-

cos, subdirectores generales, inspectores residentes en centrales nucleares, etc.

Por último, dentro del ámbito de relaciones con las Cortes Generales, el CSN elabora los informes técnicos en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que le son demandados, desde ambas cámaras, mediante las preguntas parlamentarias para respuesta escrita.

Relaciones con la Administración Central

La *Ley de creación del CSN* establece un amplio temario de asuntos en los que las funciones encomendadas al CSN deben ser desarrolladas en colaboración y coordinación con las autoridades administrativas de los ministerios, que ejercen competencias compartidas sobre las mismas materias.

En este sentido, los grupos de trabajo, tanto permanentes como específicos para temas concretos y los convenios de colaboración con diversos ministerios, que se describen más adelante, se han revelado como instrumentos muy útiles en la colaboración institucional.

Relaciones con las administraciones autonómicas

El CSN colabora con las administraciones autonómicas que tienen competencias transferidas de la Administración Central, relativas a las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Así como, con las comunidades autónomas con las cuales existe convenio de encomienda de funciones, que son acuerdos, descritos más adelante con mayor detalle, y que puede incluir actividades relacionadas con el control de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, programas de vigilancia radiológica ambiental y tribunales de licencias. Dicha colaboración se realiza a través de reuniones periódicas de grupos de trabajo, cuyo objetivo es procurar homogeneizar y uniformizar, en toda España, los *criterios generales* utilizados para el desarrollo de dichas transferencias y encomiendas.

Una nueva revisión del documento de *criterios generales* para la encomienda de funciones del CSN a las comunidades autónomas, que data de 1998, tras la propuesta del grupo de trabajo encargado de su actualización, ha sido aprobado por el pleno del Consejo el 23 de febrero 2005.

Además, el CSN presta asesoramiento e información sobre las áreas de su competencia a las asambleas legislativas y a los distintos defensores del pueblo de las comunidades autónomas.

Relaciones con las administraciones locales

El CSN mantiene relaciones de colaboración, información y asesoramiento con las administraciones locales a las que presta el apoyo cuando le es requerido o en caso de incidentes. Cabe destacar la línea de información y comunicación abierta con los municipios de los entornos de las centrales nucleares y con la organización que los engloba, llamada Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC).

Relaciones con otras instituciones estatales

Además, el CSN presta asesoramiento e información sobre las áreas de su competencia al Defensor del Pueblo, a las universidades públicas y privadas y a otros organismos y autoridades públicas.

Relaciones con otras organizaciones y asociaciones

El CSN también proporciona información sobre sus actividades y los asuntos sobre los que ejerce competencia a entidades privadas y a particulares, bien mediante la remisión de información y documentación que produce, bien mediante la contestación concreta a las preguntas o inquietudes que formulan.

11.1.2. Relaciones con las Cortes Generales

Las Cortes Generales constituyen la primera referencia institucional para el CSN.

11.1.2.1. Informe anual

El informe anual del CSN que contiene las actividades desarrolladas durante el año 2003, se remi-

tió al Congreso de los Diputados y al Senado el día 15 de julio de 2004.

11.1.2.2. Comparecencias

Ante el Congreso

Comisión de Economía y Hacienda y Comisión de Industria, Turismo y Comercio

Durante el año 2004 se celebraron las siguientes comparecencias:

El día 1 de diciembre de 2004 compareció ante el Congreso de los Diputados (Comisión de Industria, Turismo y Comercio), la Presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, para informar sobre la memoria presentada en relación con el informe anual de este organismo correspondiente al año 2003. Dicha comparecencia está publicada en el diario de sesiones del Congreso nº 156.

En esta comparecencia la Presidenta del CSN explicó las estrategias para la seguridad en las instalaciones nucleares, como son las inspecciones e informes, los programas de mejoras de la seguridad, los programas de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos, los procedimientos de evaluación de cambios organizativos y sistemas de auto-evaluación, la implantación de sistemas de gestión de la seguridad y de gestión de inversiones en las instalaciones nucleares y numerosas actuaciones específicas que cuentan con el refuerzo de las actividades de inspección mediante el nuevo SISC (Sistema Integrado de Supervisión de Centrales), además, expresó las tendencias de todos los indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares.

Así mismo explicó las diversas estrategias de actuación en la seguridad de las instalaciones radiactivas, entre las que destacan: fomentar la implantación de la cultura de seguridad, reforzar las actuaciones de inspección, estableciendo programas específicos en sectores de instalaciones con resultados más desfavorables e instalaciones de radiodiagnóstico médico, incrementar la eficacia y

eficiencia en la aplicación de la normativa mediante la simplificación de los trámites administrativos en los procesos de licenciamiento y, finalmente, consolidar y ampliar la encomienda de funciones del CSN a las comunidades autónomas.

También, la Presidenta del CSN analizó las actividades de las múltiples relaciones institucionales e internacionales en las que el CSN está inmerso, exenciones, programas de vigilancia radiológica ambiental, la situación de la protección radiológica en el ámbito sanitario e industrial, la importancia de los convenios en vigor con numerosas instituciones, entre los que destacan los realizados con varias universidades españolas con el objetivo de ayudar a mantener una base sólida del conocimiento en técnicas nucleares, lo cual es la base de la seguridad nuclear en todo el mundo y España es exportadora del mismo. También explicó el estado del protocolo de chatarras, el transporte y almacenamiento de materiales radiactivos, la realización de simulacros y emergencias, el grado de inversión y el estado del arte de la I+D+i del CSN, el desarrollo normativo, entre otros. Otro aspecto importante fue una descripción pormenorizada de los incidentes acaecidos durante 2003 incluyendo, por su cercanía en el tiempo, el incidente más significativo de 2004, cual ha sido la corrosión de las bocas de hombre del sistema de agua de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II, así como las medidas adoptadas para su reparación. Finalmente, respondió a todas las preguntas de sus señorías.

El día 24 de noviembre de 2004 comparecieron ante la ponencia especial encargada del estudio del Informe Anual de actividades del CSN de 2002, los siguientes miembros del CSN: el Secretario General, los directores técnicos de Seguridad Nuclear y de Protección Radiológica, y los subdirectores generales de Instalaciones Nucleares, de Protección Radiológica Operacional, de Protección Radiológica Ambiental, de Emergencias y, finalmente, de Administración y Personal.

Ante el Senado

Comisión de Economía, Comercio y Turismo (Legislatura VII) y Comisión de Industria, Turismo y Comercio (Legislatura VIII)

Durante el año 2004 no ha habido ninguna solicitud de comparecencia de la Presidenta o de otros miembros del CSN en el Senado.

11.1.2.3. Informes

Informes remitidos al Congreso de los Diputados.

Se remitieron al Congreso de los Diputados los siguientes 21 informes, uno de ellos es doble, solicitados mediante resoluciones por la Comisión de Economía y Hacienda (CEH) de 17 de diciembre de 2003 correspondiente al Informe Anual del año 2002:

- Informe interno de la central nuclear de Almaraz, previsiones de instalación de nuevos generadores diesel y funciones para la seguridad.
- Informe sobre los criterios utilizados para la clasificación de sucesos notificables e información al público y su implicación en la experiencia operativa interior y exterior.
- Informe de valoración de resultados y lecciones aprendidas en la aplicación del *Protocolo sobre el sistema nacional de vigilancia y control radiológico de la chatarra* y los productos resultantes de su procesado.
- Informe que describa el impacto en el CSN del nuevo reglamento de *Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.
- Informe sobre de resultados de aplicación del *Programa piloto de inspección y control de instalaciones de rayos X* con fines de radiodiagnóstico médico, así como sobre el plan de inspección de los servicios de protección radiológica y de las unidades técnicas de protección radiológica.
- Informe sobre promoción de una red de conocimiento en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que cubra diversas audiencias y tenga proyección exterior, especialmente en Ibero América.
- Informe de situación de las redes de vigilancia radiológica ambiental que identifique las carencias y necesidades.
- Informe de progreso sobre la definición de los programas de cursos de formación en materia de protección radiológica básicos y específicos regulados y su promoción con objeto de conocer el grado de accesibilidad, respuesta y nivel de aceptación, entre otras cosas.
- Diseño de un *Plan de orientación estratégico*, que permita definir las actuaciones prioritarias del Organismo en los próximos años.
- Informe sobre la influencia de los suministros eléctricos externos y la estabilidad de las redes eléctricas en la seguridad de las plantas nucleares.
- Informe sobre el cumplimiento y efectos de las nuevas instrucciones técnicas sobre recargas.
- Informe sobre la evaluación de la recarga de la central nuclear de Cofrentes (Valencia) y los resultados de la aplicación del *Plan de Acción* establecido tras los sucesos producidos en la recarga de 2002.
- Dictamen sobre la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de la central nuclear de Trillo, que finaliza su actual permiso de explotación en noviembre 2004, indicando expresamente las cuestiones más relevantes.
- Informe sobre la situación y conclusiones del programa de *Revisión de bases de diseño* y la actualización del estudio de seguridad de las centrales nucleares españolas.

- Informe de valoración y resultados de la aplicación del programa ESFUC (Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales) que el CSN ha venido realizando desde enero de 2001
- Informe sobre las previsiones de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera.
- Informe sobre las actuaciones a realizar en la zona de Palomares como consecuencia del accidente de 1966, en relación con la situación radiológica de la zona.
- Informe sobre nuevas autorizaciones de Instalaciones radiactivas médicas referidas al año 2003.
- Informe sobre los nuevos criterios que se están elaborando para los simulacros internos y externos.
- Informe semestral a la CEH con la evolución de la ejecución presupuestaria del Organismo y sobre los resultados de las auditorias anuales que efectúe el Tribunal de Cuentas.

Resoluciones periódicas

Adicionalmente, otra documentación, que se remite con carácter periódico, constituye un total de 13 informes, es la siguiente:

- Informe correspondiente a la Resolución 4ª de la Comisión de Industria, Energía y Turismo de 31 de marzo de 1998, correspondiente al Informe Anual del CSN de 1996, por la que se remite cada dos meses un catálogo de los informes más representativos sobre el funcionamiento de las centrales nucleares.
- En cumplimiento de las resoluciones 23 y 24 de la Comisión de Economía y Hacienda de 9 de octubre de 2002, correspondientes al Informe Anual del CSN de 2001, se notifica mediante informes, en el marco de los informes anuales preceptivos, sobre:

El avance de las acciones emprendidas para reforzar la inspección de las centrales nucleares para alcanzar el 100% del cumplimiento del programa base de inspección.

El avance de las actuaciones inspectoras en relación a los programas de inspección de instalaciones radiactivas de uso médico.

- En cumplimiento de las resoluciones 1, 10, 18 y 19 de la Comisión de Economía y Hacienda de 17 de diciembre de 2003, correspondientes al Informe Anual del CSN de 2002, se notifica mediante informes:
 - De las exenciones de cumplimiento de Especificaciones técnicas concedidas en cada trimestre, los sistemas de seguridad afectados, las razones aducidas por los explotadores de las centrales para solicitar dichas exenciones y los motivos que a juicio del CSN permiten conceder dicha exención sin afectar a la seguridad de la planta.
 - Hasta la conclusión de las actividades, sobre la evolución de las actividades relativas a la clausura de la central nuclear José Cabrera, con carácter semestral.
 - De la verificación de los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, observando que garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares. El CSN informa de estas actuaciones dentro del Informe Anual.
 - De competencias esenciales que le permita hacer una planificación a medio-largo plazo de su capital humano y la definición de un programa de formación que asegure el desarrollo y mantenimiento de las competencias

esenciales identificadas. El CSN informa de estas actuaciones dentro del Informe Anual.

11.1.2.4. Preguntas parlamentarias

Del Congreso de los Diputados

Igualmente se elaboraron los informes técnicos correspondientes a las respuestas a las preguntas parlamentarias escritas, realizadas al CSN por los distintos grupos parlamentarios, desde ambas cámaras.

A continuación se recogen las preguntas realizadas relativas a centrales nucleares, instalaciones del ciclo, instalaciones radiactivas y aquellas que no están asociadas a ningún tipo de instalación en concreto. Estas últimas representan preguntas generales sobre temas de administración y personal; tal es el caso de: presupuesto de la Seguridad Social y organismos autónomos y su ejecución en 2001, 2002 y 2003, nombramiento de personal libre designación y eventual en CSN tras el nombramiento del nuevo gobierno, etc.

El número de solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno fueron 7, que corresponden a un número de informes mucho mayor debido a que en muchos casos, cada una de estas solicitudes engloban dos, tres o más temas y preguntas.

De manera porcentual las preguntas parlamentarias relativas a centrales nucleares suponen el 50,0% del total, cuyo desglose se muestra en la figura 11.1

No ha habido ninguna pregunta parlamentaria relativa a instalaciones radiactivas o a instalaciones del ciclo.

En cuanto a la clasificación de las preguntas parlamentarias y no parlamentarias por temas se enumeran en la tabla 11.1.

Finalmente, la contribución de cada tema, considerando tanto preguntas parlamentarias como de otras instituciones, se expresa en la figura 11.2

Figura 11.1. Preguntas parlamentarias sobre las centrales nucleares

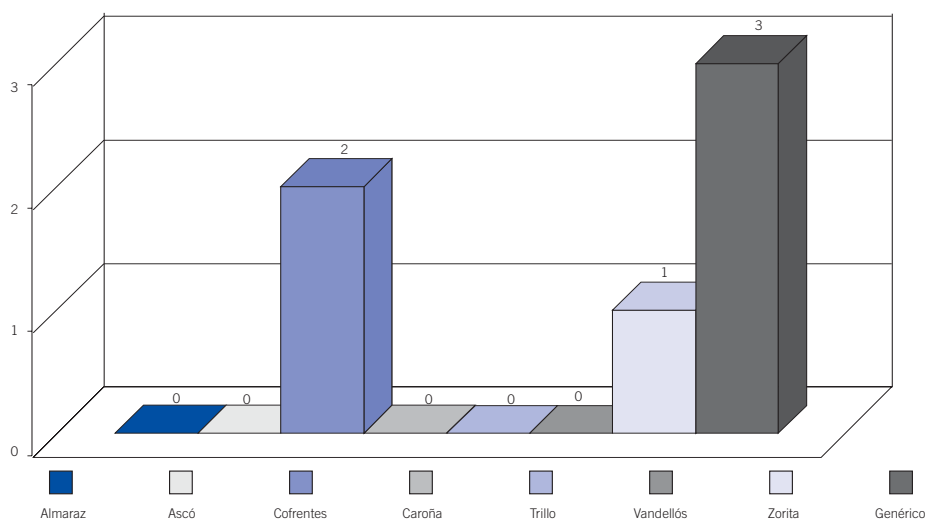
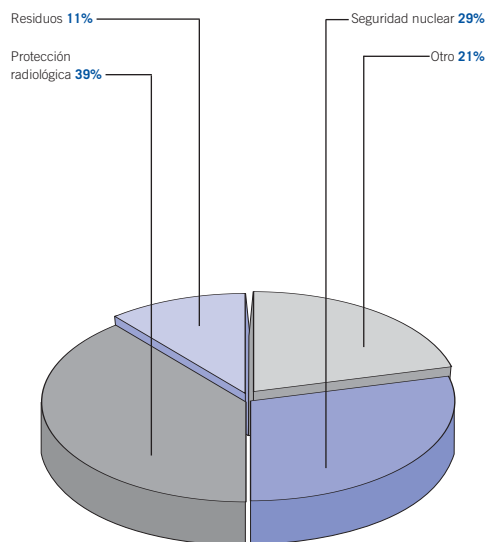


Tabla 11.1. Número de preguntas parlamentarias y no parlamentarias

Seguridad nuclear	Protección radiológica	Residuos	Otro
8	11	3	7

Figura 11.2. Solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno. Preguntas parlamentarias y no parlamentarias por temas



Por instalaciones

A continuación se detalla, por instalaciones, según el interés mostrado por los grupos parlamentarios:

Centrales nucleares

Relativo a las centrales nucleares, el mayor interés demostrado por los grupos parlamentarios se centró en las centrales de José Cabrera y Cofrentes. En ambas las preguntas giraron entorno a la situación general de las plantas.

Instalaciones radiactivas

Algunos temas tratados que han sido de interés para los grupos parlamentarios, asociaciones o particulares, han sido los relativos a la vigilancia radiológica ambiental, incidentes en factorías del acero como Sidenor, Alambión e información a la población sobre el Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (Pimic), flujos de transporte de material radiactivo en la comunidad autónoma de Galicia, denuncias a instalaciones de rayos X, etc.

Instalaciones del ciclo

Las instalaciones del ciclo de combustible que, han acaparado la atención de los grupos parlamentarios,

han sido las de El Cabril (Córdoba) y las disposiciones de los residuos en las centrales, suspensión del envío de residuos a El Cabril, ampliación de instalaciones de El Cabril, el Ciemat, etc.

Por temas

Por tipos de temas, según el interés tanto de grupos parlamentarios como de otras instituciones y organismos, una muestra representativa se expone a continuación:

Seguridad Nuclear

Entre las ocho preguntas parlamentarias y no parlamentarias relativas a seguridad nuclear se destaca: estado técnico y condiciones de seguridad de la central nuclear de Cofrentes, medidas adoptadas, en general, en la central nuclear José Cabrera, situación de las centrales nucleares españolas en cuanto al cumplimiento de Instrucción IS-03 del CSN, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes, etc.

Protección radiológica

De las 11 preguntas parlamentarias y no parlamentarias que básicamente tratan temas de protec-

ción radiológica, una muestra de ellas son relativas a: actuaciones realizadas en materia de vigilancia radiológica en este período, vertidos del agua de la piscina del reactor nuclear Jen-1, conocimiento de los puntos de la comunidad autónoma de Castilla y León donde están ubicados equipos de control y medida de radiactividad ambiental, actuaciones, análisis y valoraciones ulteriores realizadas por el CSN en relación con los incidentes en las factorías siderúrgicas, etc.

Residuos radiactivos

De las tres preguntas parlamentarias y no parlamentarias que tratan fundamentalmente temas de residuos, se extraen a modo de ejemplo la relativa a la ampliación del centro de almacenamiento de El Cabril, inquietud sobre el que gira el tema residuos.

Otros temas

En este punto que abarca temas de vigilancia radiológica ambiental, emergencias, administración, garantía de calidad, genéricos, etc, se han respondido a siete preguntas parlamentarias y no parlamentarias. Así, por ejemplo: asignaciones recibidas en concepto de compensación por almacenamiento de residuos en las plantas correspondientes a la central nuclear de Cofrentes, información sobre desarrollo y resultados del Proyecto Marna-Galicia, información a la población sobre el *Pimic* a Ciemat, etc.

Del Senado

No ha habido en este período 2004 ninguna pregunta procedente del Senado.

11.1.3. Relaciones con la Administración Central

Un gran número de funciones atribuidas al CSN se realizan en coordinación y colaboración con los ministerios.

11.1.3.1. Ministerio de Economía/Ministerio de Industria, Turismo y Comercio

La Dirección General de Política Energética y Minas, perteneciente al Ministerio de Economía, durante el último tramo de la VII legislatura, es el principal interlocutor del CSN en el conjunto del Gobierno, dado que es la destinataria de los informes preceptivos y, en muchos casos vinculantes, que debe emitir legalmente el CSN sobre instalaciones nucleares y radiactivas. Posteriormente, en la VIII legislatura, la misma dirección general, pero en el ámbito del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, ha continuado con la interlocución aludida.

En este sentido, el día 25 de febrero de 2004 se celebró la reunión de carácter anual, en el Ministerio de Economía, con representantes de la Dirección General de Política Energética y Minas, CSN, Enresa y todas las comunidades autónomas con funciones y servicios transferidos en materia de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, en la que se trataron, entre otras cosas: a) colaboración y coordinación en materia de registros informáticos de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, y rayos X de uso médico, entre el Ministerio de Economía, CSN y representantes de las comunidades autónomas, b) la nueva Directiva 2003/122, Euratom del Consejo, de 22 de diciembre de 2003, sobre el *Control de fuentes radiactivas selladas de actividad elevada y de las fuentes huérfanas*. Implicaciones en actuaciones del Ministerio de Economía, comunidades autónomas y CSN, c) las autorizaciones de modificaciones de instalaciones radiactivas (IRR), que no precisan inspección previa según *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, (art. 40 RINR), d) La solución ante situaciones críticas que afecten a titulares de instalaciones radiactivas con riesgo de pérdida de control de fuentes o equipos, y e) el procedimiento para concesión de exenciones a la consideración como instalación radiactiva (*Disposición adicional segunda y Anexo I.1.g RINR*), f) la nueva estructura de condicionados de autorizaciones según art. 7 del RINR. En

todos los casos se adoptaron decisiones de cara al futuro.

11.1.3.2. Ministerio del Interior

Las disposiciones reglamentarias asignan al CSN funciones básicas en la preparación del sistema nacional de respuesta ante emergencias nucleares o radiológicas, así como la ejecución de actuaciones en caso de emergencia, siempre en coordinación con las autoridades responsables de los planes de emergencia y, de modo particular, con la Dirección General de Protección Civil del Ministerio del Interior.

Las actividades realizadas por ambos organismos tienen como base el convenio de colaboración firmado el 3 de mayo de 1999 entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de emergencias. Para llevar a cabo los distintos objetivos fijados en el mismo, se han creado grupos de trabajo específicos y una comisión mixta de seguimiento del convenio. La reunión de esta comisión mixta se celebró en la Dirección General de Protección Civil el día 31 de mayo de 2004.

Entre los temas tratados, se puso de manifiesto la necesidad de actualización del convenio en vigor. Para ello se han preparado un convenio marco del CSN con el Ministerio de Interior, y sendos acuerdos específicos del CSN con la Secretaría de Estado de Seguridad y con la Dirección General de Protección Civil, los cuales están cerrados técnica y jurídicamente.

Otra actividad común con el Ministerio de Interior concernida es el mantenimiento de los equipos de los grupos radiológicos de los planes provinciales de emergencias, tema acordado en mayo de 2002 por el que el CSN se hace cargo del mantenimiento de todos los equipos de los grupos radiológicos de esos planes. Es un tema importante para el CSN firmar el acuerdo de cesión de los equipos, cerrar el inventario identificando el estado de cada equipo y

clarificar quién se hace cargo de la distribución en caso de emergencia.

Otra actividad común de larga elaboración y colaboración es la aprobación del *Plan básico de emergencia nuclear*, cuya revisión se cerró en noviembre de 2003.

Por otra parte, y también de manera coordinada con la Dirección General de Protección Civil, se han continuado desarrollando durante el año 2004 distintas actividades relacionadas con el cumplimiento del acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, relativo a la información del público sobre las medidas de protección sanitaria aplicables al comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica. Esto también incluye iniciativas de preparación de material didáctico, la organización de cursos, etc.

Otros temas relacionados con el CSN y la Dirección General de Protección Civil, (DGPC), es la colaboración con las Fuerzas Armadas en la definición del equipamiento básico de sus unidades NBQ (*Nuclear, Biológica, Química*) donde el CSN participó activamente en la definición de las especificaciones N. Finalmente, se destacan acciones en relación con la utilización de la *Red de alerta a la radiactividad* de la DGPC, los criterios utilizados para la preparación de escenarios y, sobre todo, la importancia de la publicación, lo antes posible, de la Directriz básica de riesgos radiológicos.

11.1.3.3. Ministerio de Educación, Cultura y Deporte

El Consejo tiene firmado un convenio de colaboración con el Ministerio de Educación y Cultura que se ha prorrogado en el año 2004 y que cuenta entre sus objetivos:

- La sensibilización e información dirigidas al alumnado, objetivo que se cubre a través del Centro de Información del Consejo que recibe

diariamente, durante todo el curso escolar, la visita de centros de enseñanza secundaria.

- La elaboración de material didáctico.
- La formación del profesorado.

Como fruto de este Convenio Marco firmado, durante el año 2004, se celebraron en el CSN las llamadas jornadas de intercambio al profesorado a las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear (8 de Julio de 2004), dirigido a profesores de enseñanza secundaria de las especialidades de matemáticas, física y química y naturales. También se han iniciado las actuaciones para proceder a la renovación del convenio para 2005.

11.1.3.4. Ministerio de Sanidad y Consumo

Durante el año 2004 no fue convocada por parte del Ministerio de Sanidad la *Ponencia sobre protección radiológica*, creada en el seno del Consejo Interterritorial del Sistema Nacional de Salud en el año 1997, a iniciativa del Consejo de Seguridad Nuclear. En ella participan representantes del Ministerio de Sanidad y Consumo, del Insalud, del Instituto de Salud Carlos III, del CSN y de las comunidades autónomas con competencias transferidas en el área de salud. Las reuniones tienen como objetivo la homologación de criterios y prácticas en la protección radiológica en el ámbito del Estado.

Dado el gran número de actuaciones y colaboraciones entre el Ministerio de Sanidad y Consumo y el CSN, se considera necesaria la preparación y puesta en vigor de un Convenio Marco de colaboración entre ambos organismos para que sirva como base de actuación para todos los acuerdos específicos y de las colaboraciones necesarias que ayuden a alcanzar, en materias comunes de sanidad y seguridad radiológica, los resultados óptimos, muchos de los cuales se están llevando a cabo. Por tanto, continúa en proyecto un acuerdo específico con el Instituto de Gestión Sanitaria para el control dosimétrico, por parte del Centro Nacional de

Dosimetría, del personal actuante en los planes exteriores de emergencia nuclear.

Asimismo, han continuado las actuaciones con la Dirección General de salud pública del Ministerio a fin de colaborar en aquellos aspectos que el acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, antes citado, involucra a las autoridades sanitarias nacionales y autonómicas y al CSN en materia de información a la población. En este sentido, se continúan las dos líneas de actuación que ya se había iniciado. Una relativa a la coordinación con el ministerio y con las comunidades autónomas y otra de información a los representantes de las mismas a través de la ponencia sobre protección radiológica.

Finalmente, tuvo lugar la participación del CSN en la jornada sobre *Plan de actuación de protección radiológica del paciente*, fruto de la colaboración del CSN y el Ministerio con la Organización Internacional de Energía Atómica, en actividades de trabajo emanadas de la conferencia internacional sobre protección radiológica del paciente, celebrada en Málaga en 2002.

11.1.3.5. Ministerio de Defensa

Durante el año 2004, el CSN mantuvo su colaboración con el Ministerio de Defensa en lo relativo a la formación de los grupos NBQ, para lo cual se mantuvieron reuniones y visitas a la Sala de emergencias del CSN, donde se explicó de forma pormenorizada todos los elementos y actuaciones que el CSN desarrollaría en el hipotético caso de una emergencia nuclear.

Asimismo, el 14 de septiembre de 2004, tuvo lugar la reunión entre la Inspección General de Sanidad de dicho ministerio y el CSN con objeto de clarificar el estado de reorganización de las estructuras dependientes del ministerio en materia de protección radiológica y dosimetría, con la idea de alcanzar una coordinación más eficiente en las actuaciones de ambos organismos. Esta iniciativa del CSN es fruto de su disposición a la formaliza-

ción de acuerdos de colaboración, una vez dicha reorganización tenga lugar, para participar en la *Junta central de protección radiológica de defensa*, en los términos expuestos en la Orden Ministerial 191/1999, de 22 de julio, sobre protección radiológica en el ámbito del Ministerio de Defensa.

11.1.3.6. Presidencia de Gobierno, Gabinete de Crisis

El Gabinete de Crisis de Presidencia del Gobierno es informado puntualmente cada vez que se produce un suceso en territorio español, o en el extranjero, con trascendencia desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Así mismo, dentro de la normal colaboración entre ambos departamentos, se mantienen continuos contactos de actualización informativa sobre medios, actuaciones, etc.

11.1.3.7. Otros departamentos ministeriales

El CSN desarrolló sus funciones de asistencia técnica y asesoramiento a otros ministerios en todas aquellas ocasiones en que le fue solicitado.

Asimismo, el CSN mantiene una constante comunicación con el Ministerio de la Presidencia el cual tramita las preguntas parlamentarias procedentes y con destino a los correspondientes diputados y senadores que las efectúan.

Finalmente, el CSN también mantiene relación con el Ministerio de Medio Ambiente. Así el día 8 de junio de 2004, tuvo lugar la reunión del *Grupo de coordinación de residuos de aparatos eléctricos y electrónicos* para tratar el documento de trabajo, que es borrador de la transposición de las Directivas 2002/95 y 2002/96.

11.1.4. Relaciones con las administraciones autonómicas

El CSN mantiene relaciones institucionales con las administraciones autonómicas por dos vías distintas: relaciones generales y encomienda de funciones.

11.1.4.1. Comunidades autónomas: relaciones generales

El CSN mantiene relaciones institucionales con las administraciones autonómicas, principalmente en el área de la industria y energía, así como con las áreas de sanidad y educación, desde 2002.

Las comunidades autónomas de Asturias, Islas Baleares, Islas Canarias, Cantabria, Castilla-León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Navarra, La Rioja, Valencia y País Vasco, tienen ya transferidas las competencias de industria en materia de autorizaciones y sanciones a instalaciones de 2ª y 3ª categoría. Esto implica que los informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, que el CSN debe emitir en relación con las instalaciones radiactivas, tienen como destinatarios a esas administraciones autonómicas, que son las que dictan las correspondientes autorizaciones. En los demás casos de Andalucía, Aragón, Castilla-La Mancha, y Melilla, la Administración Central es la receptora de dichos informes.

Lo mismo cabe decir sobre las propuestas de sanción a las instalaciones por incumplimiento de la legislación aplicable; en estos casos el CSN emite la propuesta de sanción y son las administraciones autonómicas las que instruyen el correspondiente expediente y, en su caso, sanciona.

Al margen de la emisión de los informes sobre las instalaciones radiactivas, cuyos destinatarios son las comunidades autónomas, el CSN presta su colaboración y asistencia técnica en materias de su competencia a la administración y a las asambleas legislativas de las comunidades autónomas.

Como continuación de la reunión celebrada el día 25 de abril de 2002 en relación con la aplicación del Título VII del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, desde el CSN se han seguido manteniendo relaciones con las diferentes comunidades autónomas a fin de dar a conocer a los distintos organismos con com-

petencias en la aplicación de dicho Título, las actividades del CSN y los programas de trabajo existentes.

Por otra parte, dado que la Comunidad de Madrid desarrolla un amplio programa de actividades con industrias de alto nivel tecnológico y las relaciones entre ambos organismos es extensa, se ha firmado un importante convenio marco de colaboración en materia transferencia de tecnología, de formación, información y divulgación sobre seguridad nuclear y protección radiológica y de colaboración en programas de I+D+i.

En cuanto a las solicitudes de información que las comunidades autónomas plantean, caben destacar las siguientes:

Xunta de Galicia: Informe sobre *Flujos de transporte de material radiactivo en la comunidad autónoma de Galicia*

Otra actividad común del CSN en relación con las comunidades autónomas es la comparecencia de técnicos para solventar inquietudes de las mismas. Así en 2004, tuvieron lugar dos comparecencias de técnicos del CSN:

- En virtud de la invitación del Departamento de Urbanismo y Medio Ambiente de la Diputación Foral de Álava en relación a la moción 10/2004, referente al cierre de la central nuclear de Santa María de Garoña, técnicos del CSN explicaron la situación global y específica de esta central nuclear, los planes de vigilancia radiológica ambiental, lo planes de emergencia, etc., y respondieron a cuantas cuestiones fueron puestas de manifiesto por los numerosos representantes de las instituciones vascas.
- En virtud de la invitación de la Asamblea de Extremadura, el Director Técnico de Seguridad Nuclear compareció el día 24 de febrero

de 2004 a petición del grupo parlamentario de IU, explicando la situación global de la central nuclear de Almaraz, indicando que esta central remitió el año pasado al Consejo de Seguridad Nuclear once sucesos notificables en la planta, todos de nivel 0, lo que implica que no tuvieron trascendencia para la actividad y seguridad de la central ni supusieron impacto alguno para su entorno, afirmando que el CSN no formuló ningún apercibimiento ni sanción contra la central extremeña en 2003, período en el que el CSN acometió 37 inspecciones en la planta.

11.1.4.2. Comunidades autónomas: encomienda de funciones

El CSN tiene la facultad, reconocida en su Ley de Creación, de encomendar a las comunidades autónomas, el ejercicio de las funciones que le están atribuidas.

Los acuerdos de encomienda suponen un sistema de colaboración, con contraprestación económica, entre el CSN y las comunidades autónomas para el ejercicio de los cometidos vinculados a la función de vigilancia y control de la seguridad nuclear y la protección radiológica atribuidos al CSN. No suponen una transferencia ni una delegación de competencias, sino de funciones.

Según esto, continúa en revisión el documento de *Criterios generales* para la encomienda de funciones, que data de 1998. Las encomiendas tienen como objetivo global conseguir una mejora en la ejecución de las funciones propias del CSN, utilizando para ello las capacidades de las comunidades autónomas, lo que permite prestar a los titulares de las instalaciones, y a la sociedad en su conjunto, una mejora en la realización de actividades como:

- Inspección para el licenciamiento y control del funcionamiento de instalaciones radiactivas que comprende la realización de las inspeccio-

nes necesarias para la concesión de autorizaciones y para el control de las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría (incluidas las de rayos X con fines médicos) durante las fases de construcción, puesta en marcha, funcionamiento, modificación (incluida la ampliación) y clausura, al disponer de personal convenientemente formado más cerca de las instalaciones y, con ello, efectuar los programas de inspección y evaluación necesarios con mayor eficiencia.

- Inspección de transportes de combustible nuclear y de otros materiales radiactivos que, dentro del territorio español, se originen, transiten o tengan por destino la comunidad autónoma correspondiente.
- Análisis y evaluaciones:
 - Análisis y evaluaciones relacionadas con instalaciones radiactivas que, a su vez, comprende la realización de los análisis de las actas correspondientes a las inspecciones referidas anteriormente, así como las actuaciones correctoras que se deduzcan de estos análisis. Se dará cuenta al CSN de dichas actuaciones correctoras.
 - Preparación, cuando haya lugar, de propuestas de sanción que se remitirán al CSN.
 - Evaluación de solicitudes de autorización relativas a la puesta en marcha, al funcionamiento, modificación (incluida ampliación), cambio de titularidad y clausura de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en la Comunidad, así como las actuaciones que puedan requerirse respecto al solicitante, hasta completar la preparación de la propuesta del informe técnico correspondiente que se remitirá al CSN.

- Colaboración en emergencias radiológicas mediante la localización fiable de los inspectores encomendados con objeto de tener una primera impresión y pronta comunicación al CSN, sobre una posible emergencia y descartar así alarmas injustificadas que movilizan medios humanos y técnicos sin necesidad.
- Inspección de control de los servicios de protección radiológica propios de instalaciones radiactivas y de las empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X con fines médicos, autorizados por el CSN y ubicados en la comunidad autónoma correspondiente.

Vigilancia radiológica ambiental.

- Formación y licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.

Con fecha 15 de enero de 2004 se firmó el *Acta* de entrada en vigor del convenio de encomienda a la comunidad autónoma de Islas Canarias, y el 15 de noviembre de 2004 se firmó el convenio de encomienda con la comunidad autónoma del Principado de Asturias con lo que, actualmente, el CSN tiene ya firmados convenios de encomienda con las siguientes ocho comunidades autónomas: Asturias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Islas Canarias, Navarra, Valencia y País Vasco.

También durante 2004 se ha firmado con la comunidad autónoma del País Vasco la adenda segunda por la que esta comunidad alcanza el techo de las posibles encomiendas. Análogamente la comunidad autónoma Valenciana a finales de 2004 ha manifestado su intención de alcanzar el techo de encomiendas dentro de su convenio con el CSN y firmarlo en 2005.

Los acuerdos de encomienda con la Generalidad de Cataluña y con la Generalidad Valenciana prevén que éstas realizarán los programas de control de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental,

(PVRAS), que se realizan en los entornos de las centrales nucleares ubicadas en ambas comunidades.

Estos programas se desarrollan de acuerdo con una programación y presupuestos previamente aprobados por el CSN, acordes con los programas que el mismo CSN realiza en los entornos de las centrales nucleares ubicadas en el resto del territorio nacional.

El CSN mantiene además acuerdos de colaboración específicos con las comunidades autónomas de Cataluña, Valencia y País Vasco, para el uso conjunto de los datos de la red de vigilancia radiológica (REA) de las citadas comunidades, lo que permite al CSN sumar, a la red de vigilancia radiológica ambiental propia, las redes establecidas en estas comunidades.

En el año 2004, en desarrollo de los criterios aprobados, se celebraron reuniones de las diferentes Comisiones mixtas de seguimientos de los acuerdos de encomienda firmados con las comunidades autónomas de Islas Baleares, País Vasco, Cataluña, Valencia, Navarra y Galicia.

En estas reuniones se hace una revisión del grado de cumplimiento de las actividades encomendadas por el CSN a cada comunidad en el año anterior, una planificación de las actividades para el año vigente, un análisis económico de la situación y una valoración global y particular de cada encomienda. En todos los casos, durante 2004, se constató el alto grado de ejecución de las actividades y la buena marcha general de la encomienda de funciones.

Asimismo, dentro de ese ámbito, se ha celebrado, el día 4 de noviembre de 2004, en el salón de actos del CSN, la reunión anual con los inspectores encomendados en las distintas comunidades autónomas con acuerdo de encomienda.

El enfoque dado a esta reunión ha estado dirigido a exponer aquellos casos o temas en los que la experiencia propia pueda servir al resto de los inspectores.

Es decir, la realimentación de la experiencia operativa, que está considerada como uno de los elementos básicos de la seguridad nuclear, y que ha dado muy buenos resultados en ese ámbito, podría ser exportado a las instalaciones radiactivas y esta ha sido una buena oportunidad para empezar.

Además, esta reunión anual aprovecha la oportunidad de mantener un diálogo de cuestiones y dudas que son resueltas en la misma.

Con el objetivo de impulsar nuevos acuerdos de encomienda de funciones, el CSN mantiene contactos periódicos con las comunidades autónomas sin este tipo de convenios, recordando el interés de los mismos para las instituciones y la sociedad.

11.1.5. Relaciones con las administraciones locales

Los municipios de los entornos de las instalaciones nucleares y la organización que los engloba, la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), constituyen también un grupo con el que se mantienen relaciones institucionales y a quienes se les remite las publicaciones periódicas del CSN y aquella documentación e información de su interés.

Se ha preparado y celebrado la reunión de presentación al CSN de la nueva Junta Directiva de AMAC.

Se han celebrado diferentes reuniones con la AMAC a fin de tratar de los contenidos desarrollados en un convenio marco y un acuerdo específico para la información y formación de los ciudadanos y sectores socioeconómicos en el entorno de las centrales nucleares españolas.

Este Convenio marco de colaboración se firmó el día 22 de septiembre de 2003 y el Acuerdo específico entró en vigor con su firma el 12 de febrero de 2004.

En cuanto a las solicitudes de información que los ayuntamientos plantean, cabe destacar las siguientes:

- Ayuntamiento de Madrid: Informe sobre vertidos del agua de la piscina del reactor nuclear Jen-1.
- Ayuntamiento de Madrid: del Área de Medio Ambiente y Servicios a la Ciudad, a instancias de un particular, sobre aplicación al caso del Ciemat del acuerdo relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento que debe seguirse en caso de emergencia radiológica.
- Ayuntamiento de Merindad de Cuesta-Urria: sobre la autovía que une Cantabria con la meseta castellano-leonesa (trayecto Burgos-Santander).
- Ayuntamiento de Peñarroya-Pueblonuevo: sobre acuerdo adoptado en Pleno del 28 de enero de 2004, relativo a la ampliación de las instalaciones de El Cabril.

11.1.6. Relaciones con otros organismos institucionales

Se han realizado cinco informes para la Audiencia Provincial de Guipúzcoa y las delegaciones del gobierno en las comunidades autónomas de la Rioja, Valenciana y de Cantabria. Asimismo para la Diputación Provincial de Cádiz, sobre los incidentes en acerías, denuncias de instalaciones de rayos X, incidentes en centrales nucleares y el centro de almacenamiento de El Cabril.

11.1.7. Relaciones con empresas y organismos del sector

El CSN mantiene igualmente relaciones institucionales de ámbito diverso, en el que destaca la I+D, con entidades públicas y privadas relacionadas con su ámbito de competencia, tales como Unesa, Ciemat, Enresa, Enusa, Cedex, etc.

Así, la evolución natural de la tecnología obliga a actualizar determinados acuerdos entre el que destaca el Convenio Marco de colaboración actual con el Ciemat, que data 30 de julio de 1996, en temas de protección radiológica de las personas, evaluación y reducción del impacto radiológico, formación, entre otros.

Otra actividad remarcable ha sido las actualizaciones de los acuerdos entre CSN y Cedex para asistencia técnica al CSN en los planes de vigilancia radiológica ambiental del medio acuático y entre CSN y Ciemat para la realización de medidas radiológicas ambientales en emergencias, mediante la unidad móvil de control radiológico y los laboratorios fijos entre el CSN y el Ciemat. También, como cada año, se actualizan los acuerdos específicos con los 32 laboratorios que trabajan con el CSN dentro de los planes de vigilancia radiológica ambiental mediante la Red de Estaciones de Muestreo (REM).

11.1.8. Relaciones con universidades

En virtud del interés del CSN por colaborar en mantener una base del conocimiento en técnicas nucleares, se han firmado tres convenios con sendas universidades públicas españolas para la creación de cátedras CSN en sus facultades. Son los siguientes:

- Convenio específico de colaboración con la Universidad Politécnica de Cataluña para la creación de la Cátedra de Seguridad Nuclear *Argos* del CSN en la escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona, ETSEIB, el 22 de octubre de 2004.
- Convenio específico de colaboración la UPM, a través de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas, para la creación de la cátedra CSN, el 4 de mayo de 2004.
- Convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Universidad Politécnica de Madrid para la creación de la Cátedra de

Seguridad Nuclear Federico Goded, el 9 de septiembre de 2004.

Continúan en vigor los acuerdos específicos suscritos con la Universidad Politécnica de Cataluña para el fomento de programas de formación en el área de la ingeniería nuclear: desarrollo de simuladores de reactores nucleares; con la Universidad Politécnica de Madrid para la elaboración de materiales divulgativos en soporte informático e internet sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica; y con las universidades de Granada, Salamanca y Castilla-La Mancha sobre programas de vigilancia radiológica ambiental en los entornos de las instalaciones (Red de Estaciones de Muestreo).

También, como cada año, con las Universidades de León, Salamanca, Cáceres Badajoz y Sevilla se actualizan los acuerdos específicos de desarrollo de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental Independiente y de los de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental de ámbito nacional (Redes densa y espaciada) para la central nuclear de Garoña, Juzbado y Quercus, central nuclear de Almaraz, Haba y el Cabril y la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA), respectivamente.

11.1.9. Organizaciones no gubernamentales. Profesionales y sindicales

En el desarrollo de sus funciones de información a la población sobre materia de su competencia, el CSN mantiene abierta una línea de información y comunicación con las organizaciones no gubernamentales de ámbito medioambiental y otras asociaciones y organizaciones, y con las representaciones sindicales de las instalaciones licenciadas, a las que informa sobre aquellos temas que solicitan.

Durante el año 2004 se remitieron comunicaciones e informes a Greenpeace, ecologistas en acción y otras asociaciones de ecologistas sobre, por ejemplo, en relación con su petición de suspensión del permiso de explotación de la central nuclear Santa

María de Garoña (Burgos), sobre los puntos de la comunidad autónoma de Castilla y León donde se encuentran ubicados los equipos de control y medida de la radiactividad ambiental, tanto en aire como en agua así como los resultados de las medidas durante los años 2001, 2002 y 2003, entre otras.

También se remitieron informes solicitados por la coordinadora estatal de comités de empresa de las centrales nucleares con quienes, además, se mantuvo una reunión el 3 de junio de 2004, donde se trataron los temas de: formación de la plantilla y del personal de contrata, brigadas contra-incendios, contratas para recargas y trabajos *on-line*, retenes de emergencia, simulacros de emergencia, técnicos expertos en protección radiológica y reducción de costes.

También, el CSN tiene relaciones de cooperación con las asociaciones profesionales del sector nuclear y protección radiológica, tales como: la Sociedad Española de Protección Radiológica, Sociedad Nuclear Española, el Foro de la Industria Nuclear y la Sociedad Española de Física Médica.

Específicamente se ha participado en la reunión anual del Foro de Protección Radiológica (Foro sanitario) acaecida el 9 de junio de 2004, que integra a la Sociedad Española de Protección Radiológica y a la Sociedad Española de Física Médica, donde se analizan, entre otros, temas de formación/información en materia de protección radiológica, propuestas de procedimientos para la gestión de los efluentes líquidos en las instalaciones hospitalarias, publicación y distribución de documentos elaborados en relación con la protección radiológica de trabajadoras gestantes expuestas a radiaciones ionizantes, procedimientos de calibración de activímetros, actividades desarrolladas por los diversos grupos de trabajo y planificaciones de éstos, Protocolo para dosimetría de área, *Reglamento de protección radiológica contra las radiaciones ionizantes*. (RPSCRI) artículo 31, etc.

En otro contexto, continúa en vigor el Convenio Marco con el Colegio Oficial de Físicos para la formación divulgativa sobre radiofísica, radioprotección, residuos radiactivos y energía nuclear en el ámbito Iberoamericano.

Asimismo, continúa en vigor el acuerdo específico con la Asociación Española de Radioterapia y Oncología (AERO), con el objetivo de informar a la población sobre el uso de las radiaciones ionizantes con finalidad terapéutica. Dicho acuerdo se contempla dentro del Convenio Marco que se firmó el día 13 de diciembre de 2002.

11.1.10. Gestión de Subvenciones

Con objeto de incentivar y potenciar la realización de actividades, el CSN publica una convocatoria de subvenciones dirigida a las asociaciones y entidades sin ánimo de lucro para la realización de programas en el ámbito de la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Al amparo de la *Ley 38/2003*, de 17 de diciembre, *General de subvenciones*, y de la resolución de 17 de diciembre de 2003, del CSN por la que se establecen las bases reguladoras de concesión de ayudas para la realización de proyectos de I+D relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, la convocatoria vigente durante el año 2004 fue publicada en el BOE número 25 de 17 de diciembre de 2003.

El presupuesto para el capítulo de subvenciones durante el año 2004 fue de 172.690 euros, desglosado en la tabla 11.2.

Con cargo a este presupuesto se han concedido las siguientes 16 subvenciones, por un total de 172.690 euros, lo que supone un 100% del total presupuestado para este año.

Este presupuesto se ha utilizado para financiar o co-financiar proyectos con diferentes organismos y

entidades nacionales; colaboraciones con diferentes universidades; congresos y conferencias, etc., en los temas que a continuación se detallan en la tabla 11.2.

Por último, continúa vigente la Resolución de 17 de diciembre de 2003, por la que se establecen las bases reguladoras de concesión de ayudas para la realización de proyectos de I+D relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, publicada en el BOE número 11 de fecha 13 de enero de 2004, de acuerdo a la nueva *Ley 38/2003*, de 17 de noviembre, *General de subvenciones*.

11.2. Relaciones internacionales

11.2.1. Aspectos generales

La política y estrategia en el ámbito internacional del Consejo de Seguridad Nuclear están basadas en las funciones que le encomienda su ley de creación (*ley 15/1980*), entre las que se incluyen el tener relaciones con instituciones homólogas, el participar activamente en los Organismos internacionales de carácter multilateral y el colaborar con el gobierno en sus compromisos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica. En el ámbito bilateral el CSN ha profundizado durante el año 2004 en las relaciones con Estados Unidos de América, Francia y Ucrania fundamentalmente, manteniendo reuniones bilaterales de alto nivel, creando grupos de trabajo conjuntos y realizando intercambio de personal técnico. El CSN ha mantenido también relaciones activas con todos los países miembros y candidatos de la Unión Europea, Argentina, Brasil, México, Cuba, Marruecos y Corea del Sur.

El CSN participa en las actividades y en los grupos de trabajo, tanto institucionales como técnicos de los organismos internacionales competentes en materias relacionadas con la seguridad nuclear, radiológica y física de los materiales e instalaciones nucleares y radiológicas: Unión Europea; Organismo Internacional para la Energía Atómica

Tabla 11.2. Subvenciones concedidas por el CSN en 2004

Solicitud	Solicitante	Euros
440. Organismos autónomos		
Curso Superior de Protección Radiológica	CIEMAT	11.200
448. Universidades y fundaciones		
Curso "Actividades formativas de la generación nuclear del Master en Tecnologías para la Generación de Energía Eléctrica"	Fomento I. I.	11.800
"Actividad mínima detectable en medidas de vigilancia radiológica ambiental"	U. de Málaga	12.000
III Workshop "Radón y Medioambiente"	U. de Cantabria	12.000
Divulgación y utilización de recursos sobre PR a través de un centro de recursos basados en internet	U. Politécnica de Madrid	12.000
"Desarrollo de la infraestructura de la Cátedra Empresa CSN en la ETSI Minas"	Fundación Gómez Pardo	12.000
Seminario "Centrales Nucleares y PR"	U. de Extremadura	12.000
Curso "Seguridad nuclear, protección radiológica y opinión pública"	U. Europea de Madrid	12.000
"22 nd International Conference on Nuclear Tracks in Solids"	U. de Barcelona	11.902,5
Jornada "Los modelos de simulación computacional en la ingeniería y la investigación de incendios"	U. de Cantabria	6.717,5
Proyecto "Evolución de la Protección Radiológica y Control de calidad en la radiología dental española"	U. de Murcia	5.170
Curso "Sostenibilidad de las fuentes energéticas: Tecnología, economía, impacto social y seguridad"	U. Complutense de Madrid	12.000
481. Familias e instituciones sin ánimo de lucro		
Jornada sobre la investigación de la fusión nuclear en España	Club Español Energía	12.000
VII Congreso Nacional de Medio Ambiente	CONAMA	12.000
Jornada "Radiaciones ionizantes y cáncer: Nuevas perspectivas"	Fundación Genes y Gentes	9.900
Revista de la Sociedad Española de Física Médica	SEFM	8.000

de las Naciones Unidas (OIEA) y Agencia de la Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE/NEA).

Además el CSN participa activamente, en asociaciones internacionales de reguladores como INRA (Asociación Internacional de Reguladores Nucleares), WENRA (Asociación Europea de Reguladores Nucleares) y en el Foro de Reguladores Iberoamericano.

El CSN colabora con instituciones internacionales no gubernamentales importantes para la seguridad radiológica y la salud de las personas como la *Comisión Internacional para la Protección Radiológica*. España es parte de numerosos tratados internacionales relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica. En algunos de ellos, de acuerdo con lo indicado en su ley de creación, el CSN asesora y apoya al gobierno mediante su presencia activa en los mismos.

Sobre la base de lo anterior las líneas de trabajo prioritarias en el 2004 han sido:

- La optimización de las relaciones bilaterales con los Estados Unidos de América, Francia y Ucrania.
- Consolidación de las relaciones multilaterales con el Organismo Internacional de la Energía Atómica de las Naciones Unidas y la Agencia de Energía Nuclear para la cooperación y desarrollo económico (NEA/OCDE).
- Racionalización de las actividades y relaciones con la Unión Europea.
- Avanzar y mejorar la presencia e influencia del CSN en Latino América a través de la promoción y participación en el Foro de reguladores Iberoamericanos para seguridad radiológica y nuclear.
- Conocer del Gobierno y asesorar al mismo respecto de los compromisos con otros países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, en especial en los tratados y convenciones internacionales y en su participación en los Órganos de control y Gobierno de las instituciones internacionales.

11.2.1.1. Objetivos

Los principales objetivos de las actividades del CSN en lo que se refiere a las relaciones internacionales son:

- Contribuir y participar en los foros internacionales donde se analizan cuestiones de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Intercambiar información para disponer de los datos técnicos más recientes y mantener actualizada la calificación de los técnicos del organismo.

- Promover la participación en proyectos internacionales de investigación y desarrollo.
- Promover la participación en la elaboración de normas y criterios técnicos internacionales.
- Promover el intercambio de prácticas con organismos similares.
- Colaborar en la mejora de la seguridad nuclear y la protección radiológica de otros países, en especial de Ibero-América, del centro y este de Europa y de la antigua URSS.

Los intercambios de información, fruto de los contactos directos con otros países y la asistencia a foros y reuniones internacionales, han permitido que el CSN actualice de manera continua sus prácticas de trabajo, manteniendo al mismo tiempo su papel destacado en el marco internacional de los organismos reguladores.

En resumen, el CSN participa en:

- Convenciones internacionales en temas de seguridad nuclear, radiológica y física.
- Grupos de trabajo de la Unión Europea (UE), Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (NEA), Foros, etc.
- 19 Convenios bilaterales generales y dos convenios específicos (USA y Francia)
- Proyectos internacionales de investigación de la NEA.

11.2.1.2. Estrategia y áreas de trabajo

Relaciones multilaterales

La participación del CSN en grupos de trabajo internacionales del Organismo Internacional de Energía Atómica de Naciones Unidas, la Unión Europea y la Agencia de Energía Nuclear de la

Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico, es una actividad institucional primordial. Los temas tratados durante estas reuniones multilaterales permitieron conocer, intercambiar y adoptar decisiones estratégicas comunes que mejoran aspectos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos en los países miembros.

Cabe destacar los trabajos de apoyo a las propuestas de directivas sobre armonización de criterios en seguridad nuclear y en gestión segura de residuos radioactivos del Grupo de Cuestiones Atómicas (GCA) del Consejo de la Unión Europea; la elaboración del Tercer Informe Nacional de la Convención sobre seguridad nuclear; el apoyo técnico del CSN, por petición expresa del Ministerio de Asuntos Exteriores, a la presidencia española de la Junta de Gobernadores del OIEA.

Relaciones bilaterales

Las relaciones bilaterales que mantiene el CSN por medio de acuerdos, protocolos o convenios con sus homólogos extranjeros, agilizan el intercambio de prácticas e información con organismos reguladores de competencias similares.

El CSN estableció este tipo de contactos directos para activar sus relaciones: con los países cuya tecnología es utilizada en las centrales nucleares españolas (Estados Unidos y Alemania); con los países vecinos (Francia y Portugal); con los miembros de la Unión Europea, debido a la necesidad de establecer políticas comunes; con países iberoamericanos por su proximidad cultural y con países del Este de Europa y del Lejano Oriente a los que España presta su asistencia técnica dentro de los programas de ayuda, establecidos por las organizaciones multilaterales.

Otros grupos reguladores

En paralelo con las relaciones multilaterales y bilaterales, el CSN promueve y participa en tres asociaciones conformadas por organismos similares.

En ellas se estudian nuevas iniciativas y se intercambian prácticas y políticas reguladoras. El CSN participa activamente en las reuniones de tres grupos reguladores: la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), la Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (WENRA) y el Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericanos (FORO).

11.2.1.3. Relaciones multilaterales

La participación del Consejo de Seguridad Nuclear en organismos internacionales aparece reflejada en la figura 11.3. Se resaltan por su importancia las siguientes actuaciones.

11.2.1.4. Convención sobre Seguridad Nuclear

La Convención sobre Seguridad Nuclear, hecha en Viena el 20 de septiembre de 1994, fue ratificada por España y publicada en el Boletín Oficial del Estado el 30 de septiembre de 1996, impone a España la obligación de presentar informes nacionales que son revisados por los demás países miembros en las reuniones de examen. España, representada por el Consejo de Seguridad Nuclear, presentó su primer *Informe* en septiembre de 1998 y en abril de 2002 el segundo *Informe Nacional*.

Durante 2004 se ha preparado el tercer *Informe Nacional*, que fue entregado en el OIEA el 8 de septiembre de 2004 y se comenzó la fase de preguntas a informes de otros países y respuestas de las realizadas por las partes al informe español.

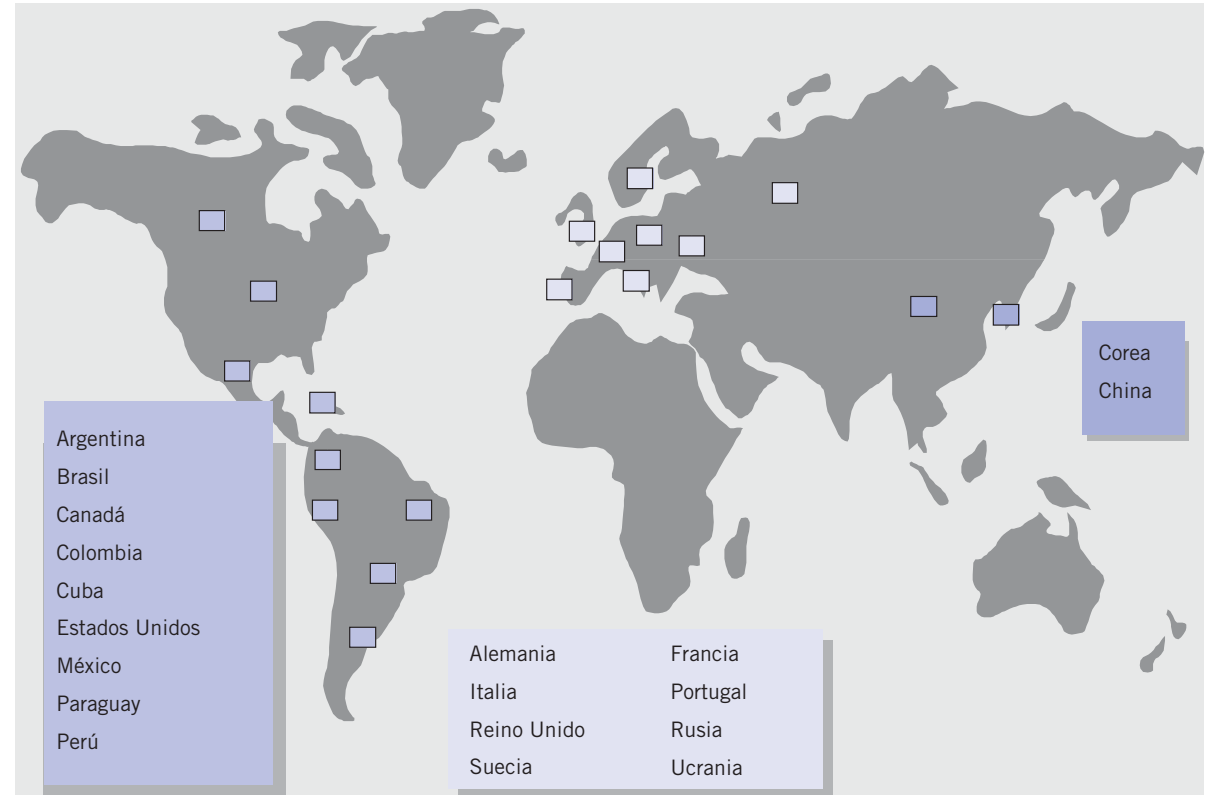
En la preparación del Informe han colaborado con el CSN tanto el Ministerio de Industria, Turismo y Energía como la Asociación Española de la Industria Eléctrica (Unesa), cumpliendo con el compromiso adoptado en la segunda reunión de revisión de hacer partícipes del proceso a los sectores regulados.

La próxima reunión de revisión se celebrará en Viena del 11 al 22 de abril de 2005, y en ella se debatirá el

Figura 11.3. Participación del CSN en organismos internacionales



Figura 11.4. Mapa de convenios bilaterales



Tercer Informe que supone una revisión del cumplimiento de las obligaciones por parte de España y una actualización de información destacable desde el envío del informe hasta su presentación.

11.2.1.5. Convención de Protección Física de Materiales Nucleares

Fue firmada por España en 1986 y entró en vigor en 1991. Es el principal instrumento para establecer un régimen de protección física del material nuclear a nivel internacional y establece que cada estado adoptará las medidas adecuadas en el marco de su legislación nacional, para asegurar la protección de materiales nucleares contra el apoderamiento ilícito durante su transporte internacional. Dentro del marco legislativo español, se traspone y amplía el Real Decreto 158/95 sobre protección física de los materiales nucleares que no sólo se refiere al transporte de material nuclear sino también a las actividades de almacenamiento, manipulación y procesado de este material, estableciendo que, el titular de estas actividades, requiere para el ejercicio de las mismas una autorización específica de la Dirección General de la Energía del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, válida por un plazo de dos años tras los que debe ser renovada sucesivamente por plazos iguales, tras los informe preceptivos del Consejo de Seguridad Nuclear y del Ministerio del Interior de acuerdo con sus normativas específicas.

En el año 2000-2001, un grupo abierto de expertos de los Estados parte de la Convención y Miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica, determinaron que existía la necesidad de revisar la convención para ampliarla y extender su aplicación no sólo al transporte de material nuclear sino también al resto de las actividades que ya se citan e incluyen en el Real Decreto 158/1995 y no sólo a la amenaza de robo o retirada no autorizada de material, sino también al sabotaje radiológico de instalaciones nucleares.

En el año 2003 se constituyó un grupo de expertos técnicos y jurídicos, en el que expertos del CSN formaron parte de la delegación española, encargado de elaborar un proyecto de enmienda a la Convención de Protección Física.

Finalmente, Austria lideró una iniciativa de propuesta de enmienda a la Convención y la sometió a la consideración de los diferentes Estados Parte de la Convención y Miembros del OIEA para que mostraran su acuerdo u oposición al nuevo texto. Tanto el Consejo de Seguridad Nuclear como el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio mostraron al Ministerio de Asuntos Exteriores su conformidad con el texto enmendado presentado por Austria y, al mismo tiempo, confirmaron al mismo Ministerio, su opinión favorable a la convocatoria de una conferencia diplomática para la aprobación del texto enmendado para la Convención. Se prevé la celebración de dicha conferencia para principios del verano de 2005

11.2.1.6. Convención OSPAR

La convención Oslo París (OSPAR), tiene como objetivo la protección del medio ambiente marino de la zona N-E del Atlántico, frente a los efectos derivados de actividades humanas y consta de diversos comités, entre ellos el Comité de Sustancias Radiactivas (RSC), en el cual participa el CSN.

Esta Convención fue constituida en 1992 como resultado de la fusión de las convenciones de Oslo y París, y ratificada por España como país que entra en su ámbito de aplicación dado que afecta a las instalaciones y actividades que puedan originar vertidos como son las centrales nucleares de Almaraz, Trillo, José Cabrera y la fábrica de combustibles de Juzbado.

El CSN ha elaborado los informes presentados por España con los datos correspondientes a 2003, sobre los vertidos de las instalaciones nucleares españolas, los cuales y remite al Ministerio de Medio Ambiente (MMA), desde 1990.

El CSN asiste regularmente a las reuniones anuales del Comité de Sustancias Radiactivas y a las periódicas ministeriales y de los representantes oficiales cuando lo solicita el MMA, donde se discute la documentación elaborada sobre la aplicación de la Estrategia OSPAR. El CSN aprobó en octubre de 2004 la organización en España de la reunión de este Comité que tendrá lugar en Valencia en Enero de 2005.

11.2.1.7. Unión Europea

Las relaciones multilaterales dentro del seno de la Unión Europea constituyen una actividad importante del CSN, en especial las derivadas del Tratado Euratom. Mediante ellas, se comparten las prácticas comunitarias en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica propiciando así la cooperación entre sus miembros.

España, en calidad de estado miembro desde su incorporación a la Unión, debe acatar su normativa. Por tanto, una de las principales actividades del CSN en relación con la UE es la participación en los grupos de trabajo que se ocupan de redactar o revisar la nueva normativa y tras su aprobación, su incorporación a la normativa española.

El Grupo de Cuestiones Atómicas que asiste al Consejo de la Unión Europea en temas relacionados con la energía nuclear, la seguridad nuclear y la protección radiológica es el foro principal donde se discute la normativa europea en estos ámbitos. El CSN asesora a la representación Permanente de España ante la Unión Europea en los temas que le competen.

Del mismo modo, los comités de expertos de los artículos del Tratado Euratom revisan el alcance de su texto legal, compartiendo experiencias nacionales y participando en ejercicios de revisión donde se toma nota de las prácticas reguladoras nacionales en temas relacionados con la protección radiológica.

Otro apartado importante es la asistencia a la propia Comisión Europea en temas relacionados con

la seguridad nuclear. Existen varios foros donde los reguladores de los estados miembros de la Unión se reúnen, bajo la secretaría de la Comisión Europea, para asesorar a la propia Comisión en temas específicos como la armonización de prácticas (grupo de trabajo de reguladores europeos, NRWG) o la mejora de las prácticas reguladoras en los estados miembros y en países limítrofes (grupo de concertación de reguladores europeos, CONCERT y grupo de gestión de asistencia reguladora, RAMG)

Cabe destacar este último grupo (RAMG) por la amplia actividad que el CSN desarrolla en la definición de proyectos de asistencia en materia de seguridad nuclear y gestión de residuos a países candidatos, incluyendo los nuevos estados miembros cuyos proyectos se iniciaron antes de su incorporación con fondos del programa PHARE, y a los nuevos estados independientes de la Unión Soviética con fondos TACIS. El CSN participa igualmente en ocasiones en los propios proyectos de asistencia transmitiendo a estos países su experiencia en el campo de la seguridad nuclear y de la protección radiológica.

El CSN es promotor importante de la investigación de empresas españolas, tanto en el ámbito bilateral como multilateral, en los campos de la seguridad nuclear, la protección radiológica y los residuos. La participación del CSN en los proyectos comunitarios y la promoción de la I+D internacional está motivada por la mejora de los conocimientos de sus técnicos y la mejora de retornos.

En el año 2004 el área de seguridad nuclear continuó con sus objetivos de responder a las necesidades técnico-científicas de la Unión Europea, mantener la capacidad europea en un alto nivel y contribuir a la creación del citado espacio europeo de investigación. Para ello cuenta con el desarrollo de actividades como la evaluación de conceptos innovadores que ofrecen ventajas en costes, seguridad, impacto ambiental, recursos propios, no-pro-

liferación, sostenibilidad de la generación de origen nuclear y desarrollo de nuevos procesos, más seguros en la explotación. También, el CSN promueve y participa desde el seno de WENRA, en proyectos de armonización de criterios de formación y entrenamiento de operadores nucleares y radiactivos en la UE y en la consolidación de una cultura de la seguridad dirigida a conseguir la integración de los esfuerzos nacionales por alcanzar una economía de escala, facilitar la movilidad de recursos, acceso a otras infraestructuras y actividades de coordinación.

Grupo de Cuestiones Atómicas (GCA)

Durante el año 2004 se acudió a las reuniones del grupo de cuestiones atómicas en las que se trabajó sobre las propuestas de directivas del paquete nuclear, relativas a las normas básicas y principios generales sobre la seguridad nuclear y a la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos y sobre las Conclusiones del Consejo consecuencia de la falta de consenso para seguir adelante con el paquete nuclear.

Durante el año 2004 la Comisión de la UE continuó con los esfuerzos para asegurar un enfoque común en seguridad nuclear, incluyendo normas, criterios y prácticas comunes para convenir con los Estados el contenido final de las correspondientes propuestas de Directivas de seguridad nuclear y residuos.

El CSN elaboró la revisión técnica de las propuestas a presentar en el GCA a través de la Representación Permanente, (REPER), coordinando sus labores con los comentarios de otras instituciones, especialmente en la propuesta directiva relativa a seguridad nuclear.

Ante la falta de consenso entre las delegaciones nacionales, el Consejo adoptó unas conclusiones sobre las dificultades que presentaban las propuestas de directivas y el apoyo a la búsqueda de acciones para armonizar la seguridad nuclear y la segu-

ridad en la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado en la Unión Europea ampliada.

Estas conclusiones recogen las preocupaciones de las delegaciones y los puntos en común. Finalizan animando a los países a seguir los resultados de las reuniones de revisión de las dos convenciones (la de seguridad nuclear, y la de seguridad en la gestión del combustible gastado y en la gestión de residuos radiactivos), a considerar las recomendaciones de WENRA e iniciar un amplio proceso de consultas para determinar el instrumento más adecuado para la regulación comunitaria de esta materia, continuando con las discusiones sobre seguridad nuclear y gestión de residuos.

A pesar de encontrar el consenso en estas conclusiones, las delegaciones austriaca, italiana y luxemburguesa quisieron anexas una declaración en la que alientan a la Comisión a renovar su iniciativa dada la importancia de legislar en seguridad nuclear, consideran necesario proseguir los trabajos con un calendario previsto y con responsabilidades definidas, de modo que todos los estados participen en el proceso claramente y en igualdad.

Por su parte, la Comisión presentó una declaración unilateral al Consejo reservando su derecho de iniciativa en un tiempo reducido, constatando que la mayoría de los Estados apoyaban el paquete nuclear, así como el Parlamento y el Comité Económico y Social; y que la ausencia de legislación comunitaria en estos aspectos es perjudicial para los ciudadanos comunitarios.

Como consecuencia de estas conclusiones, el Grupo de Cuestiones Atómicas del Consejo ha diseñado un plan de acción para poner en práctica los fines previstos. El Plan de acción sobre la seguridad nuclear y la seguridad en la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, prevé acciones en tres campos: las concernientes a la seguridad de las instalaciones nucleares, que se

refieren al seguimiento de la Convención de Seguridad Nuclear y la aproximación de posiciones a través de WENRA, el OIEA y la NEA; las relativas a la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, en cuanto al seguimiento de la Convención Conjunta de seguridad en la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos y a las relaciones con los citados foros internacionales en éste ámbito; y por último las acciones referidas a la financiación del desmantelamiento de las instalaciones nucleares y la gestión segura de los residuos, en la línea del intercambio de información de las prácticas nacionales y del asesoramiento a la Comisión en los trabajos sobre este particular.

La Comisión, por su parte, ha presentado en septiembre un paquete de propuestas de directivas enmendadas, recogiendo las modificaciones propuestas por el Parlamento Europeo y los Estados miembros.

En el seno del Grupo de Cuestiones Atómicas se trataron otros asuntos, tales como la adhesión de la Comunidad Euratom a las convenciones internacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica, o emergencias.

Grupo de Concertación Europea (CONCERT)

El CONCERT agrupa a los organismos reguladores de la Unión Europea, de los países del centro y este de Europa y de los Nuevos Estados Independientes, para identificar problemas comunes, proponiendo prácticas aplicadas en otros países. Los miembros del CONCERT (presidentes de los organismos reguladores o delegados) se reúnen dos veces al año, una en Bruselas y otra en uno de los países miembros. La principal característica de este grupo es que los países menos desarrollados pueden exponer sus preocupaciones y solicitar asistencia directamente a los estados miembros.

El objetivo de este grupo es crear un foro consolidado, semejante a WENRA, donde responsables de

los organismos reguladores de toda Europa trabajan para llegar a una armonización de sus prácticas de trabajo. Para ello, en cada reunión se plantea un reto regulador, y tras algunas presentaciones, los participantes acuerdan unas prácticas comunes. En las dos reuniones mantenidas en 2004 se ha discutido principalmente el reto regulador para el licenciamiento de las mejoras en centrales nucleares construidas de acuerdo con la normativa existente en el momento de su construcción.

Otro punto que cabe destacar es el futuro de este grupo y del Grupo de Trabajo de Reguladores Nucleares (NRWG). La Comisión Europea se está replanteando proseguir con la financiación de estos dos grupos ya que no es habitual contar con grupos de asistencia permanentes. Sin embargo, el futuro del grupo CONCERT parece justificado ya que se trata de marco ejemplar donde los reguladores de la Unión Europea se reúnen con sus homólogos de los Nuevos Estados Independientes.

Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG)

El Grupo para Asistencia Reguladora, (RAMG), al igual que los Grupos de Organizaciones de Apoyo Técnico, (TSOs), fueron creados por el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NSWG) de la UE para llevar a cabo la definición, gestión y ejecución a nivel técnico de los programas de asistencia a las autoridades de seguridad nuclear de los países del centro y este de Europa (fondos Phare) y de Rusia, Armenia, Kazakistán, Ucrania y Bielorrusia (fondos Tacis), en temas de regulación, subvencionados por la Unión Europea.

El CSN participa en las reuniones de los *Steering Committee* del Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG) donde se definen los proyectos de asistencia y se discute la idoneidad de los mismos, en función de las necesidades expuestas por los beneficiarios. También participa en varios programas de asistencia a Ucrania.

En las reuniones del grupo RAMG que tuvieron lugar a lo largo de 2004 se repasaron las actuaciones realizadas y ya coordinadas para los países candidatos por la DG-ampliación, y estudiaron las futuras actividades del grupo dentro del Programa Phare de asistencia a los países candidatos a la ampliación, teniendo en cuenta que el 1 de mayo de 2004 estos países beneficiados formarían parte de la UE. Para los próximos años se va a continuar con la asistencia a Bulgaria y Rumania, y se va a estudiar la posibilidad de incluir a Turquía en estos fondos.

En 2003, el CSN aprobó participar en el 5º proyecto de *Asistencia al Organismo Regulador de Ucrania*. Esta actividad que se inició a finales del 2003, y se prolongó a lo largo de todo este año, englobaba cursos y seminarios impartidos a técnicos ucranianos en materia de garantía de calidad interna y planificación de inspecciones.

Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG) y otros grupos

El CSN participa en un amplio conjunto de grupos de trabajo de la Unión Europea, entre los que destaca el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG), de la Dirección General de Energía y Transporte DG-TREN, que fue creado por Resolución del Consejo de la Unión el 22 de julio de 1975 y cuyo alcance aplica a las centrales nucleares y a todo tipo de instalación nuclear así como a los criterios y métodos aplicables a reactores avanzados. Asistieron todos los Estados Miembros más Suiza, además de algunos países candidatos como observadores. Este grupo trata los problemas tecnológicos de seguridad nuclear y es un foro de discusión para compartir experiencias en temas técnicos de seguridad nuclear con el objetivo de incrementar el proceso de armonización en métodos y prácticas en la UE ampliada, objetivo que fue confirmado en la Agenda 2000.

Sin embargo, teniendo en cuenta el trabajo en pos de la armonización que se está llevando en el seno

de WENRA y la creación del Grupo de Trabajo de Seguridad Nuclear para asesorar al Consejo de la Unión en los temas relacionados con las propuestas Directivas Europeas, es probable que la Comisión Europea modifique el mandato de este grupo en 2005, o incluso lo suprima.

11.2.1.8. OIEA

Las actividades del Organismo Internacional de Energía Atómica, (OIEA) tienen como objetivo fomentar un alto nivel de seguridad en las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear de los países miembros. En el seno del OIEA se establecen también servicios y misiones en campos afines a la seguridad nuclear, como los Grupos Internacionales de Análisis de la Seguridad Operacional (OSART) y los Grupos Internacionales de Evaluación de Reguladores (IRRRT); y se debaten temas específicos de desarrollo en sus grupos de trabajo.

El OIEA tiene como misión principal en sus estatutos el desarrollo de normas y requisitos sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Estos documentos son empleados por muchos países como referente de sus políticas reguladoras. En seguridad nuclear, acomete actividades de mejora de la seguridad en reactores de investigación, actividades de mantenimiento de la capacidad técnica, promociona las decisiones basadas en riesgos y contempla la influencia de factores externos. Así mismo, promueve mejoras de la seguridad nuclear en instalaciones del ciclo y en la implantación de indicadores de eficacia de la seguridad y la seguridad sobre el control de fuentes huérfanas.

Durante el año 2004 el CSN contribuyó al presupuesto del Organismo para actividades de cooperación técnica en países en vías de desarrollo con 300.000 dólares USA y para el desarrollo y mejora de la seguridad radiológica en Ibero-América con 200.000 dólares USA. Estos aportes monetarios complementan a los realizados por el gobierno español y otras instituciones nacionales. La aportación en cuanto a participación técnica del CSN a este Orga-

nismo es alta. El cuerpo técnico del CSN realiza un seguimiento cercano del programa de trabajo del OIEA y participa activamente en él. Durante 2004 participó en más de 47 reuniones de los distintos comités técnicos y de asesoramiento, en grupos de trabajo y en cursos de capacitación, ha asistido a tres juntas de gobernadores, a la 48ª Conferencia General y ha gestionado la estancia de visitas científicas procedentes de países en vías de desarrollo.

Conferencia General

La Conferencia General es el órgano de gobierno del OIEA. Se reúne una vez al año, para marcar las líneas generales de actuación.

La cuadragésimo octava sesión de la Conferencia General del OIEA tuvo lugar en Viena, a mediados de septiembre de 2004, con la participación de delegados de los países miembros, entre ellos España.

Durante dicha reunión, se revisaron las actuaciones del año 2003 y se aprobaron los proyectos de 2004, conminando a los Estados Miembros a realizar las contribuciones económicas voluntarias según marca el Estatuto. La delegación española estuvo compuesta por la Presidenta del CSN, el Director General de Energía del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo y el Director del Centro de investigaciones energéticas y medioambientales (Ciemat).

Un elemento estructural de cada conferencia es la declaración nacional de los estados miembros. En el caso de España esta declaración la realizó el Director General que en los asuntos competencia del CSN se refirió a los aspectos más relevantes para la seguridad nuclear y radiológica del Estado español. El Director General expresó su satisfacción por los avances y éxitos obtenidos por el secretariado en la preparación, difusión y aplicación de los estándares de seguridad, especialmente en las tareas que se realizan para la recogida de las experiencias adquiridas durante la aplicación de los estándares por los Estados Miembros y su pos-

terior implantación formal en los documentos normativos. También señaló que el gobierno de España estima que el plan de acción para el desarrollo y aplicación de los estándares de seguridad del organismo, aprobado por la junta de gobernadores en su reunión de marzo de 2004, será una herramienta de gran utilidad que contribuirá sin duda a establecer un régimen universal de seguridad nuclear, radiológica y física de las instalaciones y materiales nucleares y radiactivos.

Junta de Gobernadores

Durante sus cinco reuniones ordinarias al año, examina y hace recomendaciones a la Conferencia General sobre el programa económico y el presupuesto del Organismo, aprueba las solicitudes de ingreso en el OIEA, aprueba los acuerdos de salvaguardias y la publicación de las normas de seguridad y nombra al director general.

El Embajador y Representante Permanente de España ante los organismos internacionales ha presidido la Junta de Gobierno del OIEA durante el año 2004. Con este motivo, cumpliendo la solicitud realizada desde la Secretaría de Estado de Exteriores, el CSN ha llevado a cabo un apoyo técnico extraordinario en materia de seguridad nuclear, desplazando a una persona en la embajada de Viena durante el mandato de España.

Grupo Asesor Internacional sobre Seguridad Nuclear (INSAG)

España, a través del CSN, es miembro de diversos órganos asesores, entre los que cabe destacar el Grupo Asesor Internacional sobre Seguridad Nuclear. El INSAG (International Nuclear Safety Group) fue creado en 1985 por el Director General del Organismo Internacional de la Energía Atómica, con el fin de que le asesorara directamente a él y a los sucesivos directores generales en materia de seguridad nuclear.

Este grupo, presidido actualmente por el anterior presidente de la US NRC, está constituido por

unos pocos científicos y expertos de alto nivel; entre ellos un representante español, cuya participación es financiada por el CSN, que colabora en todas las actividades de INSAG, en especial coordina y desarrolla todas aquellas relacionadas con la comunicación y participación democrática del público en asuntos relacionados con la seguridad nuclear y la protección contra las radiaciones ionizantes. Actualmente está disponible el primer borrador del documento *Stakeholder involvement*.

INSAG, durante 2004, ha puesto gran énfasis en cuatro cuestiones relativas a la seguridad, que para los reguladores y para las empresas nucleares suponen un reto ahora y en los años próximos:

- Se destacan las continuas mejoras de la seguridad que se han llevado a cabo en las plantas nucleares, como ponen de manifiesto los resultados sobre la gestión de seguridad, que se refleja en los indicadores de funcionamiento de las centrales.
- INSAG insiste en que los operadores y reguladores deben vigilar con atención creciente la operación de las plantas, evitando las presiones económicas que los operadores pueden tener.
- Importancia de un correcto mantenimiento y cuidado del factor humano actual y futuro.
- Falta de interés de los alumnos en las universidades politécnicas por la especialidad de ingeniería nuclear.
- Finalmente, INSAG recuerda el reto que supone la gestión de los residuos radioactivos y destaca el hecho de que muchas de las opiniones en contra de la actividad nuclear se refleje a través de la falta de soluciones en este ámbito.

Normas

La Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS) del OIEA, gestiona los diferentes grupos de trabajo en

relación con las normas de seguridad nuclear, protección radiológica, gestión de residuos y transporte de material radiactivo. El CSN tiene un representante en este Comité. En normas continuó el trabajo emprendido en el año 2003, donde participó el CSN, para actualizar, completar y mejorar la calidad de las normas de seguridad nuclear, protección radiológica, residuos y transportes, caminando actualmente hacia una evaluación integral de la seguridad. El objetivo es finalizar esta tarea en los próximos tres años.

El CSN participa activamente en los siguientes grupos de trabajo: el Comité de Normas de Seguridad Nuclear (NUSSC); el Comité de Normas de Protección Radiológica (RASSC); el Comité de Normas de Seguridad en el Transporte (TRANSSC) y el Comité de normas de Seguridad para la Gestión de Desechos (WASSC).

Cursos y becarios

El CSN colabora acogiendo becarios y visitas científicas de otros países. En el año 2004, el CSN gestionó y acogió visitas científicas de Brasil y Méjico, atendiendo a las posibilidades, necesidades y campos de trabajo de las diferentes áreas del CSN.

Comités técnicos

El CSN participa activamente en gran cantidad de grupos técnicos o comités donde se debaten temas relacionados con nuestras competencias: experiencia operativa, criterios de almacenamiento de residuos, instrumentación y control, materiales, química, normas y proyectos de vanguardia a largo plazo.

11.2.1.9. NEA/OCDE

La Agencia para la Energía Nuclear es un organismo semi-autónomo dentro de OCDE con sede en París. Asiste a los países miembros en el mantenimiento y desarrollo, a través de la cooperación internacional, en las bases científicas, tecnológicas y legales, requeridas para el uso pacífico, económico, seguro y medioambiental de la energía nuclear. Colabora con la Comisión Europea, el

OIEA, países no miembros, industria nuclear y organizaciones civiles.

Sus actividades principales engloban temas de regulación, seguridad nuclear, ciencias nucleares, derecho nuclear, protección radiológica, salud pública, gestión de residuos e investigación y desarrollo. El CSN participa de forma muy activa en todos sus comités estando actualmente involucrado en proyectos técnicos y de I+D relacionados con la seguridad de la energía nuclear.

Comité de Dirección

El Comité de Dirección, que se reúne dos veces al año en París, es el órgano de gobierno de la NEA.

En la reunión de 2004 el Comité aprobó la implantación y seguimiento del Plan Estratégico y recomendó la introducción de medidas de resultados que permitan cuantificar el grado de cumplimiento de los objetivos marcados en el Plan.

Comités y grupos de trabajo

El CSN continuó participando plenamente en los programas y actividades de la NEA a través del Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares (CSNI), el Comité de Actividades Reguladoras Nucleares (CNRA), el Comité de Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC), el Comité de Protección Radiológica y Salud Pública (CRPPH) y el Comité de Ciencias Nucleares (NSC) y el Comité de Derecho Nuclear, (NLC).

Proyectos de I+D

El CSN forma parte de proyectos internacionales de I+D, encabezando grupos de entidades nacionales formados para programas específicos, de los que se ofrece más información en el capítulo 9 dedicado a los planes de investigación.

11.2.2. Relaciones bilaterales

El CSN tiene suscritos acuerdos, protocolos o convenios con organismos que desempeñan funciones

similares en 19 países. Cuatro de estos países tienen acuerdos específicos: EEUU, Suecia, Francia y Reino Unido.

Estos acuerdos son una práctica muy útil para el intercambio de información y prácticas reguladoras. Se establece con ello una cooperación permanente y enriquecedora sobre conocimientos y experiencias en los campos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos.

11.2.2.1. República de Cuba

Durante este año se han mantenido los contactos con el Órgano Regulador Cubano, una delegación española realizó una visita institucional.

11.2.2.2. Estados Unidos de América del Norte

Este acuerdo es uno de los más importantes, ya que gran parte de las centrales nucleares españolas emplea tecnología desarrollada en los Estados Unidos y la relación es muy fluida. El intercambio de información es muy intenso. Se han intensificado las visitas de técnicos e inspectores del CSN a sus homólogos en la Nuclear Regulatory Commission (NRC), y viceversa, como parte del programa de mejora de la eficiencia iniciado por el CSN, incluyendo la asistencia y participación en cursos y conferencias.

Durante 2004, además de los grupos de trabajo contemplados en el acuerdo bilateral entre la Comisión Reguladora Nuclear de EEUU y el CSN en el ámbito de la seguridad nuclear y de la investigación, se institucionalizó una reunión bilateral de alto nivel que tendrá lugar todos los años.

La segunda reunión bilateral tuvo lugar en el CSN del 28 de marzo al 2 de abril de 2004, con la presencia del Consejero de la NRC, Sr. Jeffrey S. Merrifield y de todos los miembros del Consejo por parte del CSN. En ella se trataron los asuntos de más actualidad en el ánimo de intercambiar información y prácticas, desde un punto de vista institucional y técnico.

El CSN ha estado representado en la Annual Regulatory Information Conference (RIC) de la NRC, evento de gran relevancia en materia de información y comunicación reguladora a nivel de Estados Unidos y con gran eco a escala internacional teniendo en cuenta la importancia de la tecnología y normativa nuclear norteamericana. En el contexto de la RIC se suelen mantener contactos institucionales al más alto nivel entre los responsables del CSN y de la NRC.

Se han gestionado las visitas de técnicos del CSN a la NRC y a conferencias y cursos promovidos por la Comisión americana, y se han acogido las visitas de técnicos americanos en España. También se ha suministrado información a la NRC y se ha gestionado la recibida.

11.2.2.3. República de Francia

Existen dos acuerdos de colaboración con Francia, uno con la Dirección General de Seguridad Nuclear y Radioprotección (DGSNR), y otro con el Instituto de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, IRSN.

Dentro del marco del acuerdo bilateral con el organismo regulador de Francia (DGSNR), se celebró, como cada año, una reunión bilateral de alto nivel, esta vez en Madrid. Entre otros temas tratados, se discutieron las inspecciones informadas en el riesgo, los problemas de envejecimiento de materiales, el licenciamiento de mejoras en las centrales, la gestión de los residuos de media y baja actividad, y la gestión de fuentes radiactivas.

Se revisaron igualmente las actividades de los grupos de trabajo creados en 2003, para aumentar la cooperación entre los organismos. Como conclusión se determinó proseguir con estas actividades, incluir la gestión de los residuos y fomentar la participación cruzada en ejercicios de emergencias e inspecciones.

Dentro de este acuerdo bilateral, desde hace ya varios años, se está fomentando así mismo el intercambio de expertos entre ambos organismos. Un

técnico del CSN estuvo desplazado en el organismo regulador francés durante 6 meses para aportar sus conocimientos sobre las prácticas de trabajo españolas en la vigilancia y control de instalaciones nucleares.

Finalmente, el CSN ha participado activamente en dos estudios llevados a cabo por el organismo de soporte técnico en materia de seguridad nuclear y protección radiológica de Francia, IRSN, uno, sobre las medidas de protección radiológica en las centrales nucleares, y otro sobre la seguridad nuclear en las instalaciones del ciclo del combustible.

11.2.2.4. República de Ucrania

La cooperación con el organismo regulador de Ucrania tiene una larga historia en el CSN. Bilateralmente, desde la firma del acuerdo de cooperación en 1997, se ha asistido al organismo ucraniano en numerosos temas, donde cabe destacar la redacción de su ley de creación.

Por otro lado, dentro del marco de la Unión Europea, el CSN ha participado en cinco proyectos de asistencia a Ucrania, financiados con fondos del Programa TACIS.

En repetidas ocasiones y foros, los representantes ucranianos habían expresado su interés en recibir la visita de una delegación del CSN. Por ello, y con el fin de revisar el interés de lanzar nuevos temas de colaboración bilateral, la Presidenta del CSN se desplazó a Ucrania en junio de 2004. Se discutieron con el organismo regulador temas relacionados con la gestión de fuentes radiactivas, el desmantelamiento de centrales y la preparación de emergencias. Se determinó ampliar la colaboración en este último punto, intercambiando más información.

En contrapartida, el Vicepresidente del organismo ucraniano encabezó una delegación ucraniana compuesta por representantes de los Ministerios de Economía y de Hacienda, en noviembre de este año. Esta visita, que se engloba dentro de un pro-

yecto del OIEA para asistencia al organismo regulador ucraniano, tenía como objetivo conocer las prácticas del CSN en la emisión de normativa y su financiación. Los delegados ucranianos se entrevistaron con los principales responsables del CSN, así como con representantes del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Ciemat y Enresa.

11.2.3. Otros grupos reguladores

El CSN promueve constantemente el intercambio de prácticas con organismos similares, incluso de manera informal, fuera de los marcos multilateral y bilateral. Una de las consecuencias de este interés fue la creación de tres asociaciones internacionales: la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA) y el Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericano (FORO).

11.2.3.1. INRA

La Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, INRA, creada en París en mayo de 1997, incluye a los ocho países con más experiencia en el licenciamiento de actividades nucleares (Alemania, Canadá, España, Estados Unidos, Francia, Japón, Reino Unido y Suecia).

INRA es un foro donde los máximos responsables de los organismos reguladores de estos países pueden establecer un dialogo abierto y constructivo sobre temas de interés común, plantear nuevos retos para conocer la opinión de sus homólogos o compartir experiencias para implantar mejoras en su propia organización.

Los términos de referencia de la asociación, revisados y agrupados en la última reunión que tuvo lugar en diciembre de 2004, no contemplan objetivos concretos, sino que establecen un dialogo abierto y en caso de unanimidad, expresen su parecer en temas concretos ante organismos internacionales. Hasta diciembre de 2004, la presidencia de INRA se ha ejercido por un año. En la última reu-

nión, celebrada en Kyoto bajo la presidencia japonesa, se decidió reducir este periodo a seis meses recayendo sobre Alemania.

Todas las reuniones se abren con una presentación, por parte de todos los miembros, de los acontecimientos más relevantes acaecidos durante los últimos seis meses. Los demás miembros hacen apreciaciones sobre las medidas reguladoras adoptadas, iniciando así un dialogo abierto que permita compartir prácticas de trabajo que se han llevado a cabo en los demás países.

Seguidamente se pasa a analizar en detalle los temas concretos específicos de la reunión que en 2004 se concentraron en la planificación estratégica para la mejora de la eficacia reguladora, la intervención del regulador cuando se detecta una pérdida de cultura de seguridad en una instalación nuclear y la comunicación interna y con los medios de comunicación.

Otro tema de interés que se ha debatido este año ha sido la posibilidad de ampliar la asociación y, en concreto, invitar a la república de Corea del Sur a unirse a INRA. Con este fin, se han revisado los Términos de referencia de la asociación incluyendo los requisitos mínimos para toda candidatura. Entre otros se considera imprescindible la independencia del Organismo regulador, la adhesión de su país a la convención de seguridad nuclear y se valora positivamente su programa de desarrollo nuclear.

11.2.3.2. WENRA

De forma previa a la reciente ampliación de la Unión Europea, los organismos responsables de la seguridad nuclear de algunos países miembros de la UE, tomaron conciencia de su responsabilidad a la hora de formular una opinión técnica sobre la seguridad nuclear en los países candidatos, que diera soporte a los responsables políticos para la toma de decisiones sobre la materia.

Con objeto de armonizar la seguridad de las instalaciones nucleares de la UE se pusieron en marcha iniciativas y programas dentro de las instituciones que la conforman. La Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (Western European Nuclear Regulators Association, WENRA) se había constituido con el objeto de establecer un foro regional que permitiera el intercambio de información y experiencia en seguridad nuclear y el desarrollo de mecanismos que conduzca a su armonización en el medio y corto plazo.

Este foro es actualmente exclusivo para los reguladores con competencias en instalaciones nucleares, no permitiendo su actuación en temas relacionados con la seguridad radiológica, presente en todos los países de la Unión Europea y de gran actualidad e importancia.

Los estatutos de WENRA se firmaron el 4 de febrero de 1999 en Londres y en ellos se establecen los siguientes objetivos:

- Desarrollar una estrategia común en materia de seguridad nuclear y la regulación en el seno de la UE.
- Proveer a las instituciones de la UE de capacidad independiente para examinar los programas de seguridad nuclear y la regulación de los países candidatos a la ampliación. El primer informe se elaboró en marzo de 1999 (incompleto) y el segundo informe, en octubre de 2000, sobre el estado de las centrales nucleares y el régimen regulador de algunos países candidatos.

En mayo de 2003 ante la futura entrada de doce nuevos miembros en la Unión, 10 en 2004 y dos más en 2006, WENRA modificó sus estatutos y le dio cabida a estos nuevos países de la Unión que poseerán instalaciones nucleares. En la actualidad WENRA está compuesta por Alemania, Bélgica, Bulgaria, República Checa, Eslovaquia, Eslovenia, España, Finlandia, Francia, Holanda, Hungría, Italia, Gran Bretaña, Lituania, Rumania, Suecia y Suiza.

WENRA está actualmente concentrada en la definición e identificación de niveles de seguridad de referencia en las plantas nucleares, las instalaciones de almacenamiento temporal para el combustible usado y en el desmantelamiento de instalaciones nucleares. Además WENRA prevé desarrollar durante el próximo año un plan para su aplicación y uso en el ámbito nacional.

WENRA se reúne de forma periódica dos veces al año (marzo y noviembre). La representación institucional en la asociación la ostentan los máximos responsables de las autoridades nacionales en seguridad nuclear, en el caso español es la presidenta del CSN la que defiende los intereses españoles. WENRA es consciente de la importancia y trascendencia que estos asuntos tienen para los países no nucleares de la Unión, así como para sus instituciones (Consejo, Comisión...); por lo que invita de forma periódica a representantes de estos países y de la Comisión.

Durante este año se ha considerado la inclusión, por parte del Grupo de Cuestiones Atómicas (GCA), en el plan de acción para el desarrollo de las propuestas Directivas relacionadas con la seguridad nuclear de una referencia a WENRA y una petición para que ésta informe al grupo de forma regular. WENRA acordó sugerir al grupo (GCA) un nuevo texto que exprese de forma fiel los objetivos de WENRA. El texto original se refiere a la armonización de la normativa en el ámbito europeo, WENRA entiende que esto no es correcto y pide al Consejo que hable de armonización de la seguridad mediante métodos que no impliquen necesariamente un conjunto de normativa común.

El grado de interés por parte de la Unión Europea en WENRA es alto y está interesada en seguir y usar los trabajos realizados por la asociación. La Comisión está en una fase de reestructuración de sus grupos de trabajo, por ejemplo está estudiando la posibilidad de unir CONCERT con NRWG y crear un grupo cuyos objetivos pudieran solaparse con los

de WENRA. Los miembros de WENRA pusieron de manifiesto su deseo de mantener su independencia con respecto a instituciones nacionales, europeas e internacionales. Por lo que de momento su relación con la Unión Europea se limitará a mantener informado al Consejo a través del Grupo de Cuestiones Atómicas y a invitar a la Comisión a participar en las reuniones informales abiertas que se organicen. La próxima reunión está prevista para la primera mitad del 2006.

La interpretación tradicional del artículo 30 del Tratado de Euratom ha permitido el desarrollo armonizado de la protección radiológica en el ámbito europeo, sin embargo ha generado un vacío normativo en lo que se refiere a la seguridad nuclear. La nueva interpretación del artículo 30, avalada por la sentencia de 11 de Diciembre de 2002 del Tribunal de Justicia de las Comunidades Europeas permitirá a la Comisión el desarrollo de una normativa común en todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear, incluyendo la gestión de los residuos radioactivos.

La asociación WENRA está llamada a llenar ese vacío mientras que el proceso de desarrollo normativo iniciado por la Comisión culmina con éxito. La metodología que actualmente desarrolla permitirá armonizar la seguridad de las instalaciones nucleares en la Unión Europea, convirtiéndose en un excelente punto de partida y de apoyo técnico para los desarrollos de la Unión Europea.

A nivel nacional y para el CSN los trabajos de WENRA permitirán evaluar nuestras instalaciones con una herramienta independiente y nos ayudará a conocer la relación de nuestro nivel de seguridad con respecto al de los países nucleares europeos.

11.2.3.3. Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericano

El conocimiento y experiencias sobre energía nuclear acumuladas en la región Iberoamericana

durante las últimas décadas se está perdiendo de forma paulatina. La paralización de los programas nucleares y la desaparición del personal cualificado es una de las causas principales. Este tipo de situaciones junto con la aparición de nuevas tecnologías para el manejo de información están impulsando el desarrollo de iniciativas y proyectos con el objetivo de gestionar de forma eficiente el conocimiento en todas las disciplinas y actividades relacionadas con la seguridad nuclear y radiológica. Por gestión del conocimiento se entiende su recolección, organización, mantenimiento y transferencia.

La resolución adoptada en la 44ª Conferencia General del Organismo Internacional para la Energía Atómica de las Naciones Unidas (OIEA) en septiembre del 2000 sobre el refuerzo de sus actividades relacionadas con las disciplinas científicas y tecnología nucleares y sus aplicaciones, GC(44)/RES/21, reconoce esta situación en el ámbito internacional y requiere a su Director General que ponga los medios necesarios para preservar el conocimiento en todas las áreas relacionadas con el uso pacífico de la energía nuclear. Los estatutos de este Organismo internacional, en sus apartados A3, A4 y A6 del artículo tercero, lo autorizan a alentar el intercambio de información científica y técnica, a fomentar el intercambio y la formación de hombres de ciencia y de expertos y a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, estando obligado a proveer a la aplicación de estas normas en el ámbito mundial. Como consecuencia de este mandato y de sus atribuciones estatutarias, una de las prioridades actuales del Organismo es gestionar el conocimiento y experiencia en todas las disciplinas, científicas y tecnológicas, relacionadas con la seguridad nuclear, radiológica y de residuos. Promoviendo en el ámbito internacional el concepto de redes de conocimiento. En la práctica esta iniciativa se está traduciendo en el diseño, desarrollo y operación de sistemas de información (sistemas Web) en el ámbito regional e internacional.

Las actividades con material nuclear y radiactivo en la región Ibero Americana son de índole muy diversa. Existen países como Argentina, Brasil, México y España que poseen reactores Nucleares de potencia en operación. Cuba desarrolló la infraestructura necesaria para la construcción y operación de este tipo de central de producción de energía eléctrica, teniendo actualmente una central inacabada y sin combustible nuclear. Chile no posee un programa nuclear pero posee conocimientos e infraestructura para comenzar a desarrollarlo cuando así lo decida y además tiene necesidades relacionadas con los reactores de investigación. Todos los países de la región utilizan material radiactivo en las prácticas médicas y en los procesos industriales; Y casi todos ellos poseen centros de investigaciones nucleares con reactores de investigación operativos para la producción de radioisótopos. Todo esto implica la necesidad de desarrollar y aplicar sistemas nacionales que garanticen la seguridad radiológica de las instalaciones, trabajadores y público en general.

El Foro de Reguladores Iberoamericanos (El Foro) compuesto por Argentina, Brasil, Cuba, México y España, Chile se encuentra en proceso de integración, analiza y revisa de forma periódica los temas de interés para la región en lo relacionado con la seguridad nuclear. Actualmente sus estatutos están en fase de revisión y es su deseo ampliar el alcance de sus actividades a todos los problemas reguladores relacionados con la seguridad radiológica en general, incluyendo la seguridad física de las instalaciones y material radiactivo, el transporte y la gestión segura de los desechos. Es voluntad del Foro el tratar de identificar los problemas reguladores regionales en estos temas y proponer políticas y planes de acción que contribuyan a la mejora de la seguridad nuclear y radiológica en la región. El Foro entiende que la aplicación de estas políticas y el desarrollo de estos planes de acción deberán estar coordinados con el OIEA y que el desarrollo de redes de conocimiento podría ser uno de sus instrumentos para la ejecución de sus planes.

En este sentido, el Foro de Reguladores Iberoamericanos ha decidido llevar a cabo el diseñar, desarrollo, implantación y operación de una Red Ibero-Americana que permita gestionar y transferir el conocimiento en seguridad nuclear, radiológica y de residuos con objeto de mejorar los niveles de seguridad radiológica en la región.

A su vez el Foro está impulsando proyectos de ámbito nacional en las disciplinas relacionadas con la seguridad nuclear y radiológica. Los resultados de esta iniciativa deberán resultar beneficiosos en el ámbito institucional (gestión del conocimiento e información en los propios organismos reguladores y coordinación de iniciativas ya existentes en los mismos), en el ámbito nacional (concienciar a las instituciones con responsabilidad en el sector de la importancia de que tanto la energía nuclear como las aplicaciones pacíficas de los isótopos radiactivos se lleven a cabo de forma segura) y en el ámbito internacional (contribuir a las actividades internacionales en esta área). Los proyectos deberán estar coordinados por los organismos reguladores y ejecutados junto con las universidades, los centros de investigación y empresas del sector.

El Foro, con el apoyo técnico y financiero del CSN, ha conseguido en este periodo de tiempo promocionar y consolidar a nivel internacional el desarrollo de una RED de conocimiento en seguridad nuclear y radiológica perfectamente integrada en la comunidad internacional, que responde a las necesidades nacionales en la materia y con un gran impacto en la región Ibero-Americana. Prueba de todo ello es que según los esfuerzos realizados por esta institución la Conferencia General del Organismo Internacional para la Energía Atómica de las Naciones Unidas ha resuelto apoyar estos desarrollos e instruir a su secretariado técnico para que desarrolle planes de acción que los ejecuten en el contexto de las Naciones Unidas.

12. Información y comunicación pública

12.1. Aspectos generales

Informar a la opinión pública sobre materias de su competencia es una de las funciones que la Ley de Creación del CSN atribuye al organismo en su artículo segundo. El CSN, para dar cumplimiento a esta función y mantener informados tanto a la población en general como a los diferentes grupos sociales con inquietudes respecto a sus competencias, desarrolla una serie de actividades para satisfacer las distintas necesidades de información

12.1.1. Objetivos

Los objetivos marcados por el *Plan estratégico del CSN* son el de mejorar la comunicación a la sociedad y al resto de los grupos de interés, de forma que les permita conocer y comprender las decisiones del organismo y sus fundamentos, el sistematizar el conocimiento que el CSN tiene de la percepción por parte de la sociedad sobre el cumplimiento de su misión, y el sistematizar los canales de comunicación interna dentro del Organismo.

Entre esos objetivos se engloban la información y la comunicación pública en respuesta a la demanda de un conocimiento riguroso y actualizado que se incrementa constantemente como parte del proceso habitual en la actual sociedad, además de por las nuevas situaciones planteadas en los sectores regulados por el Organismo.

La importancia actual de las repercusiones en la vida cotidiana de las radiaciones ionizantes y de sus usos médicos, industriales, de investigación, energéticos, agroalimentarios y domésticos, así como de los usos más recientes o de próximas tecnologías, hacen necesario un alto grado de transparencia y objetividad a la hora de difundir las actividades que desarrolla el CSN.

El Consejo utiliza todos los medios disponibles para realizar las actuaciones en materia de comunicación que acerquen a la población la información necesaria sobre el cumplimiento de sus funciones y sobre la marcha de los asuntos de su competencia. Estas actuaciones se pueden concretar en las siguientes:

- Mantener informada a la población sobre el proceso regulador que desarrolla el CSN en sus ámbitos de responsabilidad.
- Incrementar la confianza y la credibilidad del público en el CSN como responsable de velar por la seguridad nuclear y la protección radiológica en España.
- Analizar y responder a las necesidades informativas de la población, mediante un acercamiento a la sociedad que proporcione al CSN un mayor conocimiento sobre la misma.
- Establecer y reforzar los mecanismos necesarios para acercar la información a los ciudadanos, a través de foros que permitan la información directa, sin depender de intermediarios.
- Fomentar la formación de los diferentes grupos sociales, teniendo en cuenta sus características e intereses, sobre las materias de su competencia.

12.1.2. Áreas de trabajo

La responsabilidad de la gestión de la comunicación pública recae en el CSN en el Área de Información y Comunicación, que se encuentra integrada en el Gabinete Técnico de Presidencia. Su función es lograr los objetivos planteados para que la transparencia y la objetividad de la información emitida por la institución se mantenga acorde con las necesidades de la sociedad, y prevea necesidades futuras.

Las áreas de trabajo se relacionan a continuación:

- Servicio de información a los medios de comunicación y a ciudadanos particulares. El CSN

desarrolla actividades informativas en relación con los medios de comunicación nacionales e internacionales de todos los ámbitos geográficos o temáticos, así como de diferente periodicidad. Emite notas de prensa ante acontecimientos puntuales y mantiene líneas telefónicas de atención permanente. Este servicio de requerimiento de información se presta también a cualquier ciudadano que se dirija al CSN.

- Centro de información. En un espacio anexo al edificio del CSN, el centro de información dispone de las más modernas tecnologías para proporcionar diariamente una primera visión general de los ámbitos de actuación del Consejo a visitas de diferentes colectivos en visitas guiadas o a visitas individuales sin guía.
- Actividad editorial. *El Plan anual de publicaciones* contiene referencias técnicas y divulgativas, así como publicaciones con diferente periodicidad que se ofrecen a la población o a diferentes organizaciones de forma gratuita.
- Página web. Disponible en la dirección de Internet www.csn.es, proporciona información, a través de diferentes enlaces, tanto de interés general sobre sus características y responsabilidades o el desarrollo de su actividad, como de cuestiones de actualidad.
- El CSN organiza diferentes conferencias de expertos y promueve la participación de su personal en las mismas, así como en los diferentes congresos, seminarios y exposiciones relativos a su actividad.

12.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas

12.2.1. Información a los medios de comunicación

El Área de Comunicación del CSN realiza sus funciones basándose en el principio de optimización de

todos los canales a su alcance para mantener a la opinión pública informada de una forma ágil y rigurosa. Esta optimización lleva, sin detrimento de otras actividades, a mantener los medios de comunicación de masas como el canal más efectivo de transmisión de la información a un mayor número de personas en un menor espacio de tiempo.

El Consejo ha mantenido su actitud proactiva en materia de comunicación, que se había mostrado, según sus indicadores, efectiva durante el anterior ejercicio, y ha acometido mejoras en cuanto a tiempo de emisión de la información, comprensión de la misma, adecuación a las necesidades informativas de los medios de comunicación y adecuación de la percepción social del riesgo a la realidad en diferentes situaciones.

Las principales actividades en las que se han aplicado estas mejoras se comprenden entorno a la atención continuada a los medios de comunicación de masas, y se dividen entre la información emitida en los comunicados del CSN, la atención continuada durante las 24 horas del día a las peticiones de información de los medios de comunicación al respecto de los mismos o de otras cuestiones y la accesibilidad a la información a través de la página web. Algunas de las actividades que requirieron un mayor caudal informativo fueron:

- Centrales nucleares:

Durante 2004 la mayor parte de las informaciones emitidas por el CSN (50,57%) se han referido a sucesos notificables en centrales nucleares. Las incidencias y sucesos notificables ocurridos en las centrales nucleares españolas son los que más noticias han generado en los medios, representando un 63% del total que se ha publicado sobre el CSN. Los temas que más información han generado en los medios han sido: incidentes en las centrales nucleares de José Cabrera, Ascó, Cofrentes, Trillo y el tema que ha generado más polémica es la emisión del programa de Tele 5

sobre la incidencia de las centrales nucleares en la salud de las personas y el medio ambiente.

En el Área de Comunicación, el incidente que más atención ha merecido durante este año 2004 en la atención de los medios de comunicación, ha sido el suceso notificable ocurrido en Vandellós II el 25 de agosto. No fue un suceso especialmente llamativo para los medios de comunicación en un primer momento, pero resultó ser un trabajo del CSN y del titular continuado en el tiempo, que requirió durante 2004 diversas inspecciones que pusieron de manifiesto nuevas situaciones no previstas en el primer instante. Las sucesivas informaciones realizadas por el CSN en agosto, octubre y noviembre sobre el mismo tema fueron captando la atención de los diarios nacionales y catalanes convirtiendo el hecho en el que mayor información a los medios requirió en 2004.

- Simulacros:

En las centrales españolas han llevado a cabo los preceptivos simulacros de emergencia durante el año 2004, de los cuales se ha informado puntualmente. Estos han representado un 10,34 % del total de la información que se ha publicado en el CSN.

- Instalaciones radiactivas:

En el ámbito de las instalaciones radiactivas se ha producido el mayor aumento de demandas de información, y también el mayor nivel de comprensión de las diferentes situaciones por parte de los medios de comunicación. Las notas de prensa emitidas por el CSN en este campo han representado un 16,09 %. Los temas que más información han generado en los medios son: la detección de material radiactivo en la factoría de Sidenor en Reinoso, el robo de un maletín con una fuente radiactiva en Zaragoza, y el incidente radiológico ocurrido en octubre en la empresa Sidmer-Arcelor en Sagunto.

Los que más atención han requerido por parte del área de comunicación del CSN, debido a los requerimientos de información por parte de la prensa han sido:

1. Robo de equipo radiactivo en área de descanso de la N-II a la altura de Zaragoza, el pasado 27 de marzo. Los robos, pérdidas o sustracciones son uno de los hechos más llamativos tanto para los medios de comunicación, como para las instituciones locales y ciudadanos conocidos del entorno. Consistió en el robo de un equipo sin riesgo para la población, pero fue tratado durante una semana por los diarios de la zona.
2. Incidente relacionado con la operación de un equipo de gammagrafía industrial en Córdoba, el 22 de abril. Constituyó durante el año uno de los casos más llamativos por la dosis incorporada por uno de los operarios que realizaba labores de radiografiado de soldaduras en las instalaciones de la central térmica de Puente Nuevo. El hecho confirma que la transmisión de información sobre dosis y medidas de radiactividad a los medios de comunicación, es bien recibida y comprendida en su nivel de gravedad.
3. Incidente relacionado con un equipo de rayos X en la factoría de Siderúrgica del Mediterráneo, en Sagunto, el 21 de octubre de 2004. Se trató de un hecho finalmente poco relevante en cuanto a la dosis incorporada por los trabajadores. El titular realizó una primera estimación de dosis por encima de lo que al final resultó, y fue este cambio el que llamó la atención de diversos medios de comunicación tanto a nivel local como nacional.

- Protección radiológica:

Cada vez se vincula más al CSN con temas de gran sensibilidad social ajenos a las centrales nucleares como son los temas médicos y medio-

ambientales que impliquen una protección radiológica. En el año 2004 aparece el CSN en los medios asociado a cuestiones en las que el CSN tiene un papel de asesoramiento técnico e institucional, por ejemplo en el caso del vertedero de Erkimia en el embalse de Flix situado en el río Ebro, en el que se detectaron materiales con elementos radiactivos y también se ha generado mucha información sobre la situación radiológica del entorno de Palomares.

El CSN realiza un importante esfuerzo por mantener informada a la sociedad con el rigor y la objetividad que un organismo de carácter técnico debe garantizar. En este periodo se han atendido 3.957 llamadas telefónicas de medios de información y se han emitido 87 notas de prensa y 17 avisos informativos. Estos comunicados son enviados por fax y por correo electrónico a toda la prensa y al personal e instituciones establecidas en los procedimientos de actuación. Al mismo tiempo esta información queda reflejada en lugar visible de la página web del CSN.

El CSN participó en *PIME*, que es la reunión anual de comunicadores relacionados con el campo nuclear a nivel europeo, al que asisten comunicadores de todo el mundo. En 2004 tuvo lugar por primera vez en España, concretamente en Barcelona, y se dedicó un panel completo de las sesiones plenarias a analizar y exponer la situación de la comunicación nuclear en España desde el punto de vista de todos los agentes involucrados (productores, regulador, gestor de residuos, asociaciones, etc.).

Durante 2004 se realizó un curso de formación de portavoces del CSN, en el que participaron los directivos que con más frecuencia adquieren responsabilidades de información a los medios. La experiencia resultó positiva, según valoraciones de la empresa que lo impartió y los asisten-

tes, y sirvió también como experiencia piloto para programar nuevos cursos.

12.2.2. Información a la población

En el Área de Comunicación el número de consultas externas atendidas a través de correo electrónico durante el último ejercicio ascendió a 328, incrementándose en más de un 200% con respecto al año anterior. Las peticiones de información se canalizan a través de la web en la dirección de contacto: comunicaciones@csn.es. La evolución de las consultas a lo largo del año 2004 se puede apreciar en la en la figura 12.1.

Los temas que durante el año 2004 han suscitado más interés entre la población de acuerdo con el número de consultas realizadas son los de autorización de instalaciones radiactivas, licencias de operadores y supervisores y denuncias de instalaciones radiactivas, protección radiológica, formación y la información sobre temas administrativos. En la figura 12.2 podemos ver la distribución según los temas solicitados.

Actualmente se ha finalizado el proceso de selección de las preguntas más frecuentes que se han realizado a través de las consultas en la web, y en estos momentos se está a la espera de introducir un nuevo enlace de entrada en la web para las preguntas frecuentes, que supondrá una considerable mejora en la atención de las dudas de la población y una optimización del trabajo de los técnicos en responder a las preguntas más frecuentes.

El 8 de julio de 2004 se llevaron a cabo *Las jornadas de acercamiento al profesorado a las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear* realizado por el CSN en colaboración con el Ministerio de Educación y Ciencia dentro del convenio con el mismo y tuvo como objetivos el acercar al profesorado la figura del Consejo de Seguridad Nuclear, difundir las funciones del CSN en seguridad nuclear y protección radiológica, cumplir con las obligaciones que el acuerdo

Figura 12.1. Número de consultas en 2004

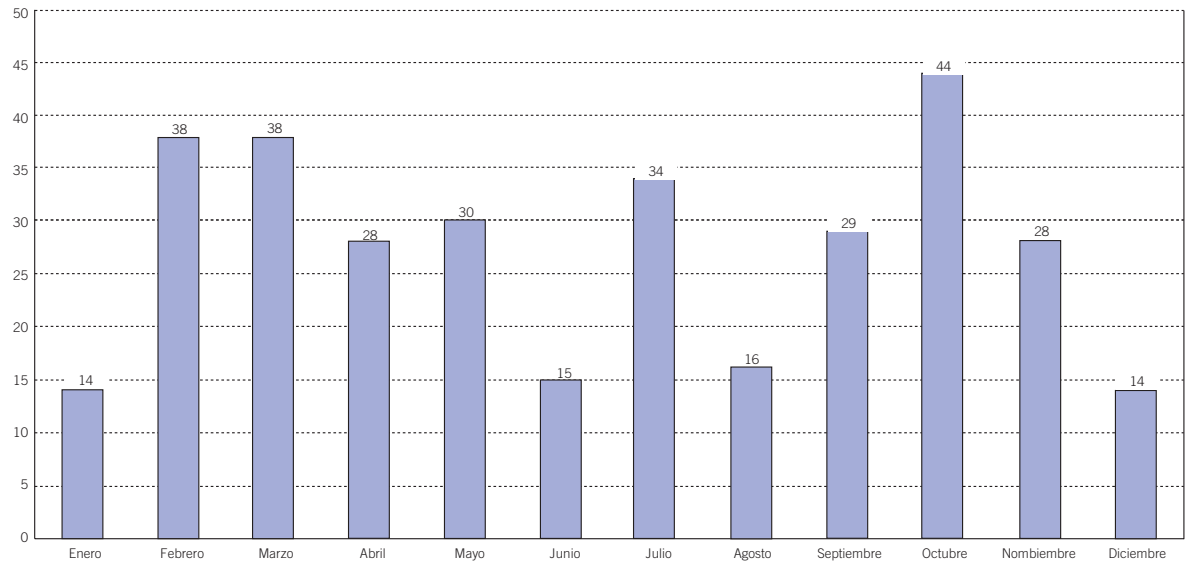
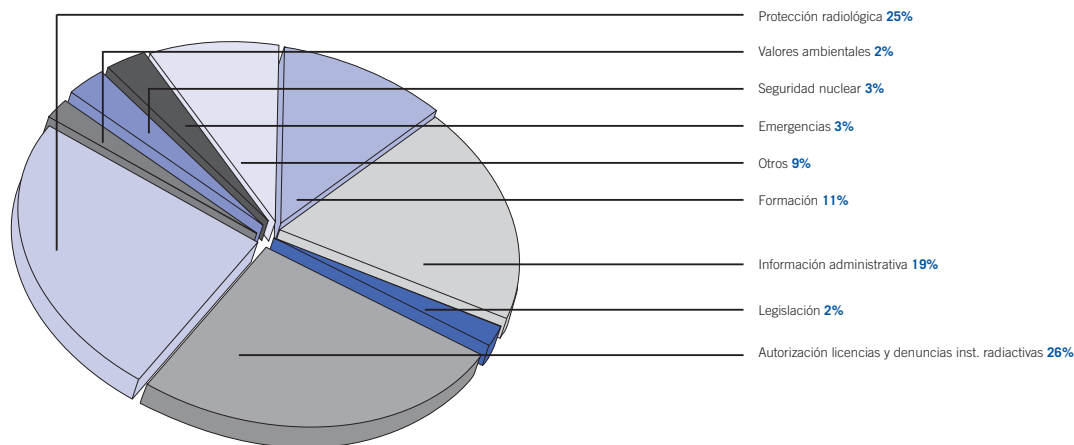


Figura 12.2. Temas de consultas



del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 sobre *Información a la población de las medidas de protección en caso de emergencia radiológica*, atribuye al CSN, y con la recomendación que establece la Directiva Europea 89/618/Euratom de transmitir esta información a los centros escolares y dar a conocer los materiales didácticos de carácter divulgativo que realiza el CSN. Durante esta jornada se mostró

también a los participantes el Centro de Información y la Sala de emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear .

El CSN ha realizado dentro de este convenio de colaboración con el Ministerio de Educación y Ciencia *La guía del profesor: el CSN y las radiaciones* cuyo objetivo es proporcionar al profesorado de

enseñanza secundaria una herramienta de trabajo que le facilite la elaboración de material didáctico que complemente la hasta ahora escasa información que los programas contienen en materia de radiaciones ionizantes y sus aplicaciones. Está dividida en cinco capítulos, la guía hace un recorrido por la radiación, sus tipos, los diferentes usos y aplicaciones, los efectos sobre personas y medio ambiente y la forma de garantizar la seguridad. El último capítulo está dedicado a aproximar al lector al Consejo de Seguridad Nuclear y las actividades de servicio público que lleva a cabo. Esta guía puede consultarse en la página web del CSN (www.csn.es).

En el marco del acuerdo específico de colaboración entre el CSN y la Asociación de Municipios de Áreas de Centrales Nucleares para la realización de un programa de comunicación y formación en las áreas con centrales nucleares y de análisis de su incidencia directa en la opinión pública, se han llevado a cabo las siguientes actuaciones:

- Visita de autoridades locales de los municipios Amac al almacenamiento intermedio de residuos de alta actividad y al laboratorio geológico profundo de Oskarshamn y el área de influencia de la clausurada central nuclear de Barsebäck en Suecia.
- Visitas de autoridades locales de los municipios Amac al Centro de Información del CSN (Cofrentes, Santa María de Garoña y José Cabrera).
- Seminarios de formación para la población sobre seguridad nuclear y protección radiológica en la gestión de la energía nuclear, de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de centrales nucleares, llevados a cabo en los entornos de: Ascó, José Cabrera y Santa María de Garoña.
- Cowan España, enmarcado dentro de los objetivos del programa europeo COWAN (*Community Waste Management*), se trata de un grupo de trabajo nacional en el que participan Amac, CSN,

Enresa, representantes municipales, universidades y expertos. Sus objetivos son estudiar y analizar los procesos de toma de decisión tanto temprana como a largo plazo en las instalaciones de difícil aceptación social.

En el marco del acuerdo específico de colaboración entre el CSN y la Asociación Española de Radioterapia y Oncología (AERO) para el proyecto de información a la población sobre el uso de las radiaciones ionizantes con finalidad terapéutica se ha llevado a cabo la campaña *La radioterapia, un tratamiento fundamental contra el cáncer*. El objetivo perseguido era crear en la opinión pública, a través de los medios de comunicación, un grado de certeza razonable sobre la inocuidad de las instalaciones y tratamientos radiológicos utilizados en oncología radioterapéutica.

Las actuaciones realizadas consistieron en:

- Recopilación de información y elaboración de un dossier de prensa.
- Presentación de la campaña a los medios de comunicación.
- Identificación de portavoces dentro del colectivo médico de AERO.
- Elaboración de notas de prensa y entrevistas en medios.

El resultado obtenido ha sido la publicación de un total de 247 artículos: 209 en prensa escrita, 11 en TV, nueve en radio, seis en revistas y 12 en internet.

12.3. Centro de Información

El CSN dispone de un espacio exclusivamente destinado a la información al público. Se trata del Centro de Información que se encuentra en la propia sede del organismo, aunque cuenta con una entrada independiente para facilitar el acceso a los visitantes.

El centro utiliza técnicas museísticas interactivas, y consta de 29 módulos repartidos en un espacio de 350 metros cuadrados. Está distribuido en cuatro ámbitos: el primero dedicado a la radiactividad natural, historia de las radiaciones, sus fundamentos físicos y su presencia en la vida ordinaria; el segundo, centrado en el uso de las radiaciones tanto en la producción de energía, como en la medicina, en la industria, en la investigación, etc; el tercero repasa los problemas y servidumbres que las radiaciones suponen, desde las exigencias de seguridad hasta la gestión de los residuos; finalmente, el cuarto ámbito explica el trabajo del organismo regulador para garantizar la protección radiológica de las personas y el medio ambiente.

Las visitas al centro pueden ser guiadas o no guiadas, las guiadas están atendidas por personal especialmente formado para explicar la información expuesta. El número máximo de visitantes por grupo para un mejor aprovechamiento de la visita, es de 30 personas.

Desde su inauguración, en octubre de 1998, hasta el 31 de diciembre de 2004, el Centro de Información ha recibido un total de 37.177 visitas de los distintos colectivos escolares, universitarios, institucionales y particulares. (La figura 12.3 muestra el número de visitantes al centro de información de octubre 1998 a diciembre 2004).

Durante el año 2004 se realizaron 310 visitas y visitaron el centro de información 6.211 personas. (La figura 12.4 muestra el número de visitas en 2004 al centro de información), con el siguiente desglose: 5.655 pertenecientes a centros de enseñanza, 505 visitas institucionales y 51 particulares. La figura 12.5 muestra el número de visitantes por colectivos al centro de información.

Dentro de las visitas institucionales el Centro de Información ha recibido a representantes de la Consejería de Industria y Comercio de las comunidades autónomas de Canarias, Madrid y Navarra;

representantes del Cuerpo de Bomberos de la Comunidad Madrid y Cuerpo de Bomberos y Samur del Ayuntamiento de Madrid; representantes de los grupos NRBQ del Ministerio de Defensa, representantes de la Universidad Politécnica de Cataluña; representantes del Ciemat; representantes de empresas relacionadas con el sector nuclear; representantes de los distintos ayuntamientos de Amac; representantes de la ONCE. En el plano internacional se ha recibido la visita de representantes del OIEA de la embajada americana, de organismos reguladores de Ucrania, Suecia, Francia y Alemania.

Se han actualizado varios módulos (medir la radiación, usos industriales, organismos reguladores, red de vigilancia radiológica ambiental, maqueta de un bidón de residuos radiactivos de baja y media actividad).

En colaboración con la ONCE se han adaptado la mayoría de los módulos del Centro de Información con el fin de facilitar la visita y la información a las personas que tengan algún tipo de discapacidad sensorial.

Se ha participado en las jornadas de puertas abiertas de la *IV Semana de la Ciencia* organizada por la Consejería de Educación de la Comunidad de Madrid, durante los días del 10 al 24 de noviembre.

Se ha colaborado con la Dirección General de Industria, Energía y Minas de la Comunidad de Madrid en el manual de *Recorrido de la Energía*, destinado principalmente a los centros de educación, donde se ha insertado dentro de su apartado de itinerarios energéticos el recorrido por el Centro de Información del CSN.

La información sobre este Centro está disponible en la página web y es posible concertar una visita o realizar cualquier consulta en la dirección centroinformacion@csn.es.

Figura 12.3. Número de visitantes al Centro de Información (octubre 1998 a diciembre 2004)

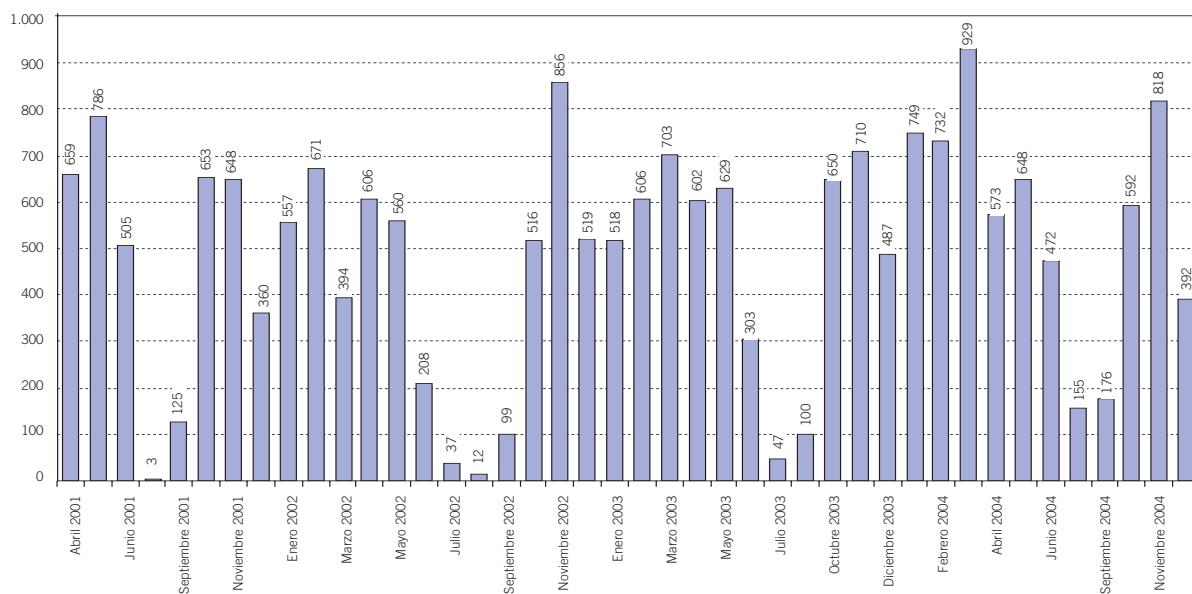
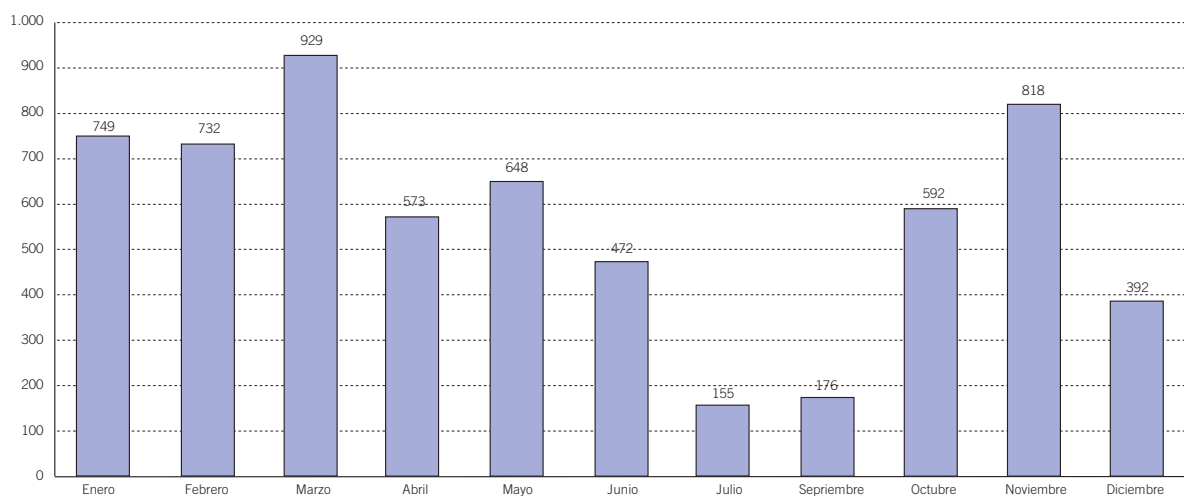


Figura 12.4. Número de visitantes en 2004 al Centro de Información



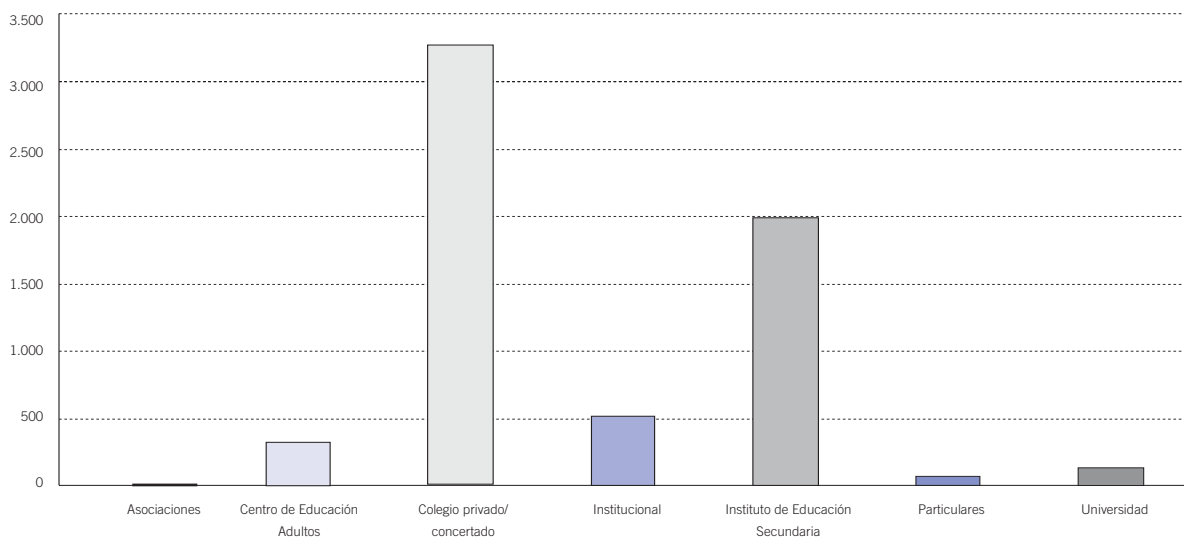
12.4. Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, la edición de publicaciones representó un volumen importante de su actividad y de su presupuesto. Cada año se elabora un programa editorial que incluye las propuestas de edición de las distintas subdirecciones

generales del organismo y que es aprobado por el Consejo. Su ejecución incluye la edición de títulos y su posterior distribución gratuita a los interesados que la soliciten.

El programa está estructurado en varias colecciones, según el contenido de la publicación y del colectivo al que va dirigido. Durante el año 2004 el CSN

Figura 12.5. Número de visitantes por colectivos al Centro de Información



publicó 33 títulos que se citan a continuación, además de la edición del catálogo de publicaciones:

- Informes técnicos:

- Concentraciones de radón en viviendas españolas. Otros estudios de radiación natural.
- Procedimientos de vigilancia radiológica ambiental (dos procedimientos).
- Programas de vigilancia radiológica ambiental. Resultados 2002.

- Documentos:

- Dosimetría de los trabajadores expuestos en España durante 2001. Informe Sectorial.
- Informe sobre estrategia de investigación y desarrollo del CSN. 2004-2007.
- Dosimetría de los trabajadores expuestos en España durante 2002. Informe Sectorial.

- Documentos I+D:

- Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en el año 2003.

- Proyecto Petra I: Fundamentos y ejercicios de verificación.

- Proyecto Tracer.

- Análogos naturales y arqueológicos del almacenamiento geológico de residuos de alta actividad. Síntesis ilustrativa. Edición en español.

- Análogos naturales. Síntesis ilustrativa. Edición inglés.

- Otros documentos:

- Avances hacia el almacenamiento definitivo geológico de residuos radiactivos: ¿Dónde nos encontramos? Una evaluación internacional.

- *Development of a computer tool for in-depth analysis and postprocessing of the relap thermalhydraulic code.*

- Guías de seguridad:

- Guía de seguridad 10.13.

- Guía de seguridad 1.7.

- Guía de seguridad 1.15.

– Guía de seguridad 6.3.

– Guía de seguridad 1.5.

- Documentos normativos:

– Carpeta IV. Normativa sanitaria.

– Actualización Carpeta I. Reglamentación básica CSN.

- Publicaciones periódicas:

Informes del CSN:

– Informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2003.

– Informe resumen de actividades al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2003 (español e inglés).

Revista del CSN. Seguridad Nuclear:

– IV trimestre. Año VI. Número 30.

– I trimestre. Año VII. Número 31.

– II trimestre. Año VII. Número 32.

– III trimestre. Año VII. Número 33.

- Otras publicaciones:

Publicaciones divulgativas:

– Protección radiológica en la industria.

– Protección radiológica en el medio sanitario.

– Dosis de radiación (reimpresión).

– Protección radiológica (reimpresión).

– Desmantelamiento y clausura de centrales nucleares (reimpresión).

- Fuera de Colección:

– Tercer Informe Convención Seguridad Nuclear (español).

– Tercer Informe Convención Seguridad Nuclear (inglés).

- Audiovisuales:

La mayoría de las publicaciones se han editado tanto en papel como en CD-Rom.

Las publicaciones son muy demandadas debido, por una parte, a la facilidad que ofrece la página web del Consejo para solicitar las publicaciones por parte, tanto de organismos y empresas del sector como de particulares, accediendo al fondo editorial desde el nodo de publicaciones y en el correo peticiones@csn.es. La reedición de publicaciones es otro de los objetivos del CSN para mantener la información actualizada y responder a la demanda de material. El total de movimientos de ejemplares de publicaciones y material de información y ferias distribuido ha sido de 90.065.

A través de esta base de datos, que ha sido revisada y actualizada durante todo este año, se realiza y controla el fondo editorial, la recepción de publicaciones, el destino de las mismas y el control de existencias del almacén.

Además, el Centro de Información ha generado un incremento de las tiradas, ya que a los visitantes se les proporciona documentación y material divulgativo como apoyo a la visita realizada.

12.5. El CSN en Internet

La página web del CSN (www.csn.es), en funcionamiento desde abril de 1997, se ha consolidado como servicio de información a la población.

Durante el año 2004 el CSN ha acometido una serie de actualizaciones de los contenidos de la misma en la medida en que se han producido cambios. Se ha promovido su uso en los diferentes foros en los que ha participado el CSN y se ha logrado que los visitantes obtengan una mayor información en un menor número de pasos, y por lo tanto en menos tiempo y menos visitas.

El sitio de internet contiene información sobre el CSN, su estructura e historia, sus competencias y principales actuaciones, además de los contenidos de última hora y otros de carácter divulgativo que permiten al público conocer diferentes aspectos de todo lo relacionado con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

La página pone a disposición del usuario direcciones de correo electrónico a través de las cuales se pueden solicitar información como se menciona a lo largo de este capítulo (comunicaciones@csn.es), publicaciones (peticiones@csn.es) o gestionar visitas al centro de información (centroinformacion@csn.es).

Los usuarios pueden informarse sobre los trámites necesarios para obtener autorizaciones de funcionamiento de instalaciones, requisitos para obtener licencias de operador y supervisor o sobre las convocatorias y concursos aprobados por el Consejo.

El número de visitas a la web institucional durante este año 2004 ha sido de 90.353, produciéndose un incremento de más del 50% con respecto al año anterior.

12.6. Otras actividades

12.6.1. Conferencias

Entre las actividades desarrolladas por el CSN se encuentran la realización de conferencias relacionadas con la ciencia y la tecnología, en general, y las radiaciones ionizantes y su regulación en particular, que representen una aportación importante y de actualidad. Las conferencias se celebran en la sede del orga-

nismo y son impartidas por expertos de reconocido prestigio, pertenecientes al CSN o externos.

Para estos actos el CSN distribuye las invitaciones a las conferencias entre quienes, por su ámbito profesional, estén relacionados con los temas tratados, siendo, en todo caso, el acceso libre para cualquier persona interesada tras la acreditación y reserva de plaza pertinente.

En el año 2004 se celebraron las conferencias y jornadas que se citan a continuación y que han sido reflejadas en la revista Seguridad Nuclear:

- Jornadas sobre las *Nuevas recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica*, celebradas el día 23 de enero de 2004.
- Jornada de *percepción del riesgo* organizada en colaboración con la Sociedad nuclear española el día 10 de junio de 2004.
- Presentación de la Comisión de Terminología de la Sociedad Nuclear Española del Glosario de Seguridad del OIEA a los técnicos del CSN el día 24 de febrero de 2004.

12.6.2. Participación en ferias y exposiciones

Otro tipo de actividades de acercamiento al público de una forma directa es la participación en congresos, ferias y exposiciones. Durante el año 2004 el CSN estuvo en:

- Expodidáctica 2004.

El Consejo instaló un stand en la Fira de Barcelona organizada los días 25 al 27 de marzo de 2004.

- Feria Madrid por la Ciencia 2004.

El CSN participó con todo el material divulgativo disponible y con el juego interactivo de ordenador Spin en la feria que tuvo lugar del 27 al 30 de marzo de 2004.

- Heliatom 2004.

XX Feria Nacional de Energía, industria, Química y Medio Ambiente organizada por la Escuela Técnica Superior de ingenieros Industriales en Madrid los días 15 al 18 de marzo de 2004.

- IRPA'11.

Congreso Internacional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica celebrada los días 23 al 28 de mayo de 2004

- Conama VII.

Congreso Nacional de Medio Ambiente organizado por el Colegio Oficial de Físicos del 22 al 26 de noviembre de 2004.

El CSN instaló un stand para exponer las líneas principales de su actividad en estos eventos. Se distribuyeron diversas publicaciones entre los asistentes y se atendieron cuantas preguntas plantearon los visitantes sobre el Consejo de Seguridad Nuclear y su actividad.

13. Gestión de recursos

13.1. Mejora de la organización y actividades de formación

Durante el año 2004 el CSN ha finalizado la elaboración de su *Plan Estratégico 2005 – 2010*, en el que teniendo en cuenta las condiciones actuales del entorno y las previsibles condiciones futuras, fija los resultados que espera obtener, las estrategias y los objetivos para el horizonte temporal de los próximos cinco años. El Plan se describe extensamente en el capítulo 1 del presente informe.

Otro de los proyectos previstos en el *Plan de Acción* para la modernización del funcionamiento del Organismo es el de reingeniería de procesos, que se ha finalizado a lo largo del año 2004. Sus conclusiones y recomendaciones se presentaron al Consejo en septiembre del citado año, y en la actualidad están en curso de implantación.

Se ha diseñado e implantado un nuevo modelo de planificación, soportado por una nueva aplicación informática. El nuevo modelo tiene como objetivos principales conseguir una mayor integración entre la estrategia del organismo y las actividades del día a día, y simplificar los documentos de planificación (planes e informes de seguimiento).

Como consecuencia de los trabajos relacionados con la protección de datos, se ha actualizado la resolución del Consejo que regula los ficheros automatizados que contienen datos de carácter personal.

13.1.1. Mejora del proceso regulador

Durante el año 2004 han avanzado notablemente las actividades de mejora de la eficacia del proceso regulador con la ejecución de las actividades aprobadas en los mandatos de las tareas de mejora identificadas. Los borradores de las tareas de mejora están siendo sometidos al proceso de comentarios y

aprobación. Se señalan las tareas tales como *Políticas del CSN*, *Pirámide normativa y bases de licencia*, *Adaptación del reactor oversight process (ROP) en el Sistema integrado de supervisión de centrales (SISC)*, *Proceso de evaluación, calidad de documentos y Guía de exenciones* así como otras tareas que se describen en el apartado 2.1.1.6.2 de este informe *Programa de identificación y resolución de problemas. Programa de acciones correctivas*.

El objetivo de estas actividades de mejora es lograr que el proceso regulador se centre en los aspectos esenciales para la seguridad y se oriente progresivamente hacia un proceso menos prescriptivo, más basado en resultados y en la significación para el riesgo de los temas regulados, así como dirigido a la vigilancia de los procesos importantes para la seguridad de las centrales y para la aplicación de medidas correctoras en consonancia con la importancia de los hallazgos, sobre la base de un buen sistema de gestión de la seguridad por parte de los titulares y de la evaluación continua del funcionamiento de las plantas por parte del CSN.

Las mejoras previstas afectan a los cuatro procesos principales del CSN (evaluación, inspección y control, normativa y acciones correctivas) y a los procesos de los titulares que interaccionan con dichos procesos.

La constitución de un grupo de trabajo con participación de titulares, permite trabajar conjuntamente teniendo en cuenta el principio de colaboración y confianza mutua, muy adecuados para optimizar procesos en los que existen claras interdependencias. No obstante, los resultados de las tareas no vinculan al CSN, quien se reserva la posibilidad de aceptarlos o no antes de su implantación práctica.

13.1.2. Planificación y seguimiento

En el ejercicio 2004 se ha diseñado e implantado un nuevo modelo de planificación. El modelo considera la planificación como un proceso continuo

en el que, partiendo de unos objetivos estratégicos, se establecen objetivos operativos y se evalúa de forma continua el cumplimiento y la validez de ambos. Este modelo se representa, en la figura 13.1

La planificación estratégica se diseña para satisfacer a largo plazo las metas generales del Organismo (*Misión y Visión*), enfocando sus elementos como un todo. Permite que el CSN tome parte activa, en vez de reactiva, en la configuración de su futuro.

La planificación operativa aplica y desarrolla los planes estratégicos en el quehacer diario, formulando planes a corto plazo.

El ciclo se cierra mediante la medición y evaluación, que permiten identificar posibles desviaciones y tomar medidas para corregirlas. Por otra parte, el entorno en el que se desenvuelve la actividad del CSN, como el de cualquier otra organización, es un entorno cambiante. Por ello, es necesario obtener información pertinente y oportuna sobre su evolución y utilizarla para verificar la validez de los objetivos y estrategias establecidos.

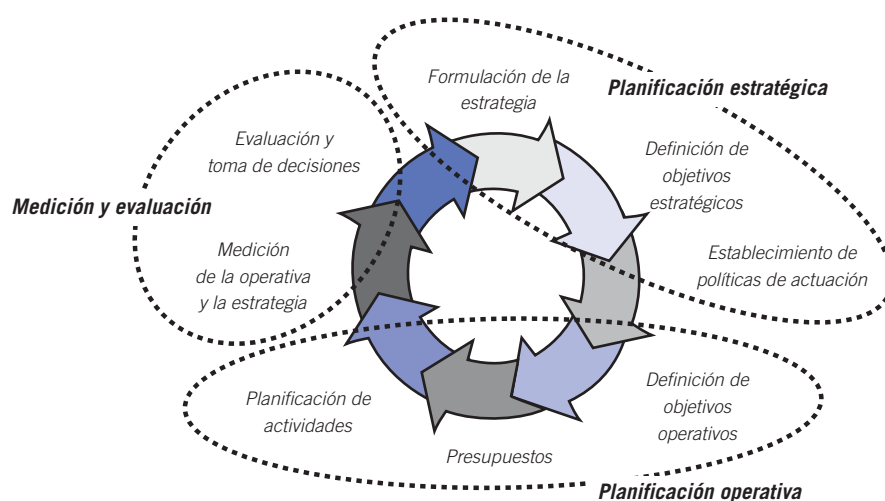
La formulación de la estrategia y la definición de objetivos estratégicos se realiza por un periodo quinquenal (aunque pueden actualizarse con un periodo menor, si los cambios del entorno lo requieren). Las estrategias y objetivos asociados se recogen en el Plan Estratégico que aprueba el Consejo.

Las políticas de actuación se fijan anualmente por el Consejo (aunque pueden actualizarse si los cambios en el entorno lo requieren). Estas políticas se recogen en una resolución del Secretario General que incluye las instrucciones para la preparación del *Plan Anual de Trabajo (PAT)*.

Los objetivos operativos se fijan anualmente a partir de las políticas. Los proponen, en el ámbito de sus competencias, la Secretaría General, las direcciones técnicas y el Gabinete Técnico de la Presidencia. Se recogen en el Plan Anual de Trabajo y en la propuesta de presupuesto, que se someten a la aprobación del Consejo. También están sometidos a actualización en función de los cambios del entorno.

La planificación de actividades la realizan las distintas unidades considerando y ampliando los objetivos y actividades incluidos en el PAT.

Figura 13.1. Modelo de planificación



Por último, es necesario establecer parámetros y estándares que proporcionen los datos necesarios para confrontar si los resultados que se obtienen corresponden a los previstos, si los plazos señalados se cumplen o si las actividades se desarrollan con la calidad debida. Por ello el CSN está evolucionando hacia una gestión basada en datos que le permita realizar un seguimiento del grado de avance sobre el cumplimiento de sus objetivos y tomar las decisiones correctoras que fueran necesarias para alcanzarlos, bajo una triple perspectiva:

- Medición y evaluación de la operativa diaria, a cargo de los diferentes responsables de nivel medio en función de los proyectos, actuaciones y actividades desarrolladas por el personal a su cargo y sus necesidades de seguimiento.
- Medición y evaluación del cumplimiento de los objetivos operativos, a cargo de las direcciones técnicas, Gabinete Técnico de la Presidencia, oficinas y unidades de apoyo a la Secretaría General en función de los indicadores de gestión y los estándares establecidos para su medición.
- Medición y evaluación de la estrategia, a cargo del Consejo (con los apoyos necesarios), en función de aquellos parámetros que aporten una visión integrada del estado, evolución y entorno de la organización.

La herramienta para realizar la medición y evaluación es el cuadro de mando integral que, tomando como referencia y ampliando el actual cuadro de mando, se va a implantar en el CSN.

13.1.3. Plan de Calidad Interna

Durante el año 2004 se han dedicado 6.515 horas a calidad interna y 10.259 a planificación, lo que supone respectivamente el 1,74% y el 2,75% de las horas disponibles

A 31 de diciembre existen 89 procedimientos aprobados, 27 de ellos son de gestión, 13 administrativos, y 49 técnicos. Durante el año 2004 se aprobaron cuatro procedimientos, que son los siguientes:

- PA.X.02. *Protección radiológica de los trabajadores expuestos del CSN.*
- PA.XI.07. *Medidas de seguridad de los ficheros que contienen datos de carácter personal.*
- PA.XI.09. *Tratamiento de datos personales.*
- PG.III.02. *Elaboración y revisión de las instrucciones (IS) y guías de seguridad (GS) del Consejo de Seguridad Nuclear.*

Están para aprobación:

- PA.V.01. *Planificación anual.*
- PG.III.01. *Propuestas de reglamentación.*
- PG.IV.05. *Actuaciones del CSN en procedimientos sancionadores en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.*

La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN), ha enviado al Área de Calidad Interna (CALI), 11 procedimientos del *Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC)*, para adaptarlos al sistema documental del CSN.

Se ha finalizado satisfactoriamente la auditoría para verificar el cumplimiento con el *Reglamento de medidas de seguridad* de los datos de carácter personal. Coincidiendo con la misma se han realizado diversos trabajos técnicos y administrativos. Entre ellos destaca la actualización de la resolución del Consejo que regula los ficheros automatizados que contienen datos de carácter personal. La actualización fue aprobada el 22 de septiembre de 2004, y se publicó en el BOE del 13 de diciembre de 2004. Posteriormente se ha realizado la preceptiva notifi-

cación a la Agencia Española de Protección de Datos.

Se ha finalizado el proyecto de *Reingeniería de procesos*. La mejora de la eficacia y la eficiencia del CSN obliga a centrarse en los procesos clave del organismo, lo que implica establecer una dinámica de optimización, revisión, modificación y actualización de los procesos, alineándolos con los objetivos estratégicos, maximizando las oportunidades de mejora. Para ello, se deben incorporar a estos procesos las mejores prácticas existentes internamente en el Organismo, así como en otros organismos reguladores del entorno.

El proyecto de reingeniería se enmarca dentro de las tendencias actuales de las administraciones públicas dirigidas hacia el reconocimiento de la necesidad de cambiar la forma de interaccionar con sus grupos de interés, incrementando la calidad en la prestación de sus servicios y reduciendo los tiempos de respuesta. Con el proyecto, el CSN se plantea optimizar la prestación de sus servicios, reduciendo sus plazos de respuesta y actuando con mayor flexibilidad.

El rediseño y optimización de procesos permite identificar cuáles son los procesos o circuitos básicos de la actividad del CSN, cómo están concebidos y cómo podrían ser modificados para incrementar su eficiencia. El proyecto ha ofrecido la oportunidad de reexaminar los fundamentos del funcionamiento del Organismo regulador, centrándose en los resultados y procurando un mayor énfasis en los procesos esenciales.

Los diferentes grupos de trabajo que han participado en el proyecto prepararon sus conclusiones y recomendaciones, que se presentaron al Consejo en septiembre, y en la actualidad están en curso de implantación.

13.1.4. Plan de sistemas de información

Como parte de la implantación del nuevo modelo de planificación, se ha desarrollado e implantado

un nuevo sistema de planificación y gestión de actividades. El sistema está basado en la herramienta EPM de Microsoft.

Se ha desarrollado un sistema de *administración electrónica* que permite el pago telemático de tasas de instalaciones radiactivas. El sistema utiliza una *pasarela* de la Agencia Estatal de Administración Tributaria (AEAT) que interconecta los sistemas de la propia Agencia, los de los bancos y cajas de ahorros desde los que se transfieren los importes de las tasas, y los del CSN. La puesta en servicio del sistema se realizará a primeros del año 2005, una vez finalizados los trámites preceptivos en la AEAT.

También en relación con la *administración electrónica*, se ha desarrollado otro sistema que permite la presentación telemática de documentación (registro telemático) de las instalaciones nucleares. La puesta en servicio se realizará con posterioridad a la citada aplicación de pago telemático de tasas. De esta forma, se dispondrá de una cierta experiencia en el funcionamiento de este tipo de sistemas novedosos para el CSN.

Como parte de los trabajos relacionados con el plan de formación se ha desarrollado e implantado una nueva aplicación que funciona sobre la Intranet del CSN. La aplicación permite realizar *on line* las solicitudes y evaluaciones de cursos, utilizando formularios Web.

Para hacer posible la ampliación de las oficinas del CSN, ha sido necesario instalar y configurar la red local de la nueva planta, e interconectarla con el edificio del CSN. Para realizar la interconexión se ha instalado un enlace óptico basado en tecnología láser.

Se han realizado las tareas necesarias para la adhesión del CSN a la intranet administrativa (www.funciona.es)

13.1.5. Plan de formación

La formación tiene una especial importancia en una organización con las características del CSN debido a los cambios tecnológicos, de organización y procedimientos que se producen en las áreas que competen a su actividad y desarrollo.

El programa de actividades formativas del CSN para el 2004 ofrece una sistemática similar a las de los pasados ejercicios, agrupándose en seis grandes áreas, identificándose éstas con las líneas de formación básicas del organismo. Las áreas cubiertas por el *Plan* son las siguientes:

- Técnica en seguridad nuclear.
- Técnica en protección radiológica.
- De desarrollo de habilidades directivas, organización y comunicación.
- Administrativa y de gestión.
- De sistemas de información.
- De idiomas.

En las actividades que se imparten para la formación participan personal propio del organismo y particulares, empresas e instituciones encargadas de diseñar cursos específicos para el conjunto de la organización.

Durante el año 2004 se llevó a cabo la ejecución de las actividades previstas en el Plan de formación del CSN y el Consejo aprobó a principios de dicho año, la creación de una *Comisión de formación*, con los siguientes objetivos: elaborar los criterios y la metodología de seguimiento de los planes de formación, llevar a cabo el seguimiento y la evaluación de los resultados de las actividades formativas del año en curso y desarrollar los criterios para el diseño del *Plan de formación 2005* y sucesivos.

El diseño del mismo, se ha realizado por primera vez de acuerdo con los objetivos estratégicos, tal y como han sido definidos en el *Plan estratégico del CSN*, facilitando y potenciando el cumplimiento de la *Misión y Visión* del CSN.

Por ello, se han planificado las actividades formativas sobre la base de dichos objetivos estratégicos, de modo que se produzca una evolución desde la tradicional clasificación y agregación de actividades por unidades gestoras hacia el alineamiento de dichas actividades con las líneas estratégicas generales de seguridad de las instalaciones y actividades, gestión y organización efectiva y credibilidad social, entendidas respectivamente como mejora de las relaciones del CSN frente a sus administrados, mejora de procesos y capacidades internas del propio Organismo, y mejora de las interacciones con la sociedad en general.

El esfuerzo formativo realizado por el Consejo se orientó, de una parte, a la dotación y actualización de conocimientos en las áreas de seguridad nuclear y protección radiológica, de desarrollo de habilidades directivas y de gestión administrativa; y, de otra, al desarrollo de programas específicos de enseñanza de los idiomas: inglés, francés y alemán, así como de procesos de formación sobre el manejo de herramientas y recursos informáticos por parte del personal del CSN.

Al final del ejercicio, la actuación formativa del Consejo registró 1.114 asistentes, alcanzando una media de 2,53 asistencias por persona.

El número global de horas dedicadas a la formación del personal fue de 44.733 y el coste total, de 710.294,26 euros).

Asimismo, se siguió promoviendo la presencia del Consejo en foros (congresos, reuniones, seminarios...) nacionales e internacionales relacionados con su ámbito funcional y competencial.

13.2. Gestión de recursos humanos

13.2.1. Altos cargos

Nombramientos

Por Real Decreto 1493/2004, de 18 de junio, ha sido nombrada Directora Técnica de Seguridad Nuclear, Isabel Mellado Jiménez, que hasta la fecha desempeñaba el puesto de Subdirectora General de Instalaciones Nucleares, en sustitución de José Ignacio Villadóniga Tallón.

13.2.2. Personal funcionario

El 8 de septiembre de 2004 el Consejo acordó el nombramiento de Francisco Javier Zarzuela, funcionario de la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, como Subdirector General de Instalaciones Nucleares.

A lo largo del año se convocaron procesos selectivos para la provisión de ocho puestos por el sistema de libre designación, y de 17 puestos por el de concurso de méritos.

Escala superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica:

- Por resolución de 31 de mayo de 2004, han sido nombrados funcionarios de carrera de la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica los siete aspirantes que han superado las pruebas selectivas convocadas por resolución de 27 de mayo de 2003.

13.2.3. Medios humanos al 31 de diciembre de 2004

A 31 de diciembre de 2004, el total de efectivos en el Organismo ascendía a 440 personas, según se detalla en la tabla 13.9.

El número de mujeres en el Consejo de Seguridad Nuclear representa el 48,86 del total de la plantilla.

En la figura 13.2 se presenta la cualificación de la plantilla y en la figura 13.3 la distribución del personal del Organismo por edades.

Figura 13.2. Titulación del personal del CSN

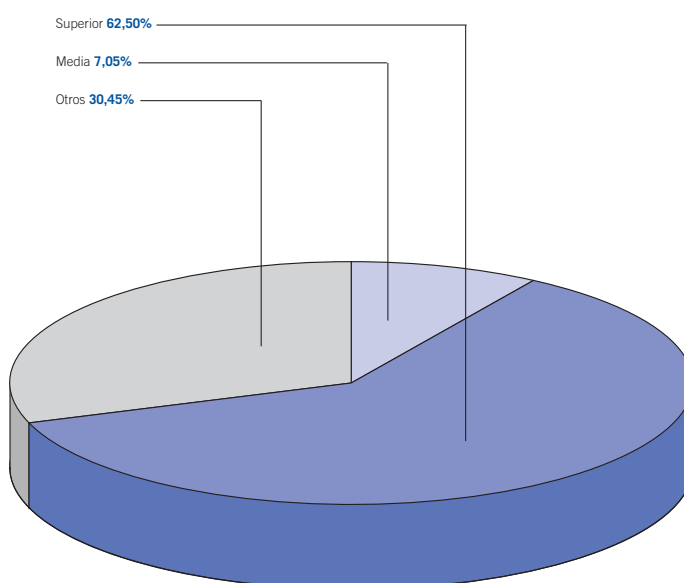
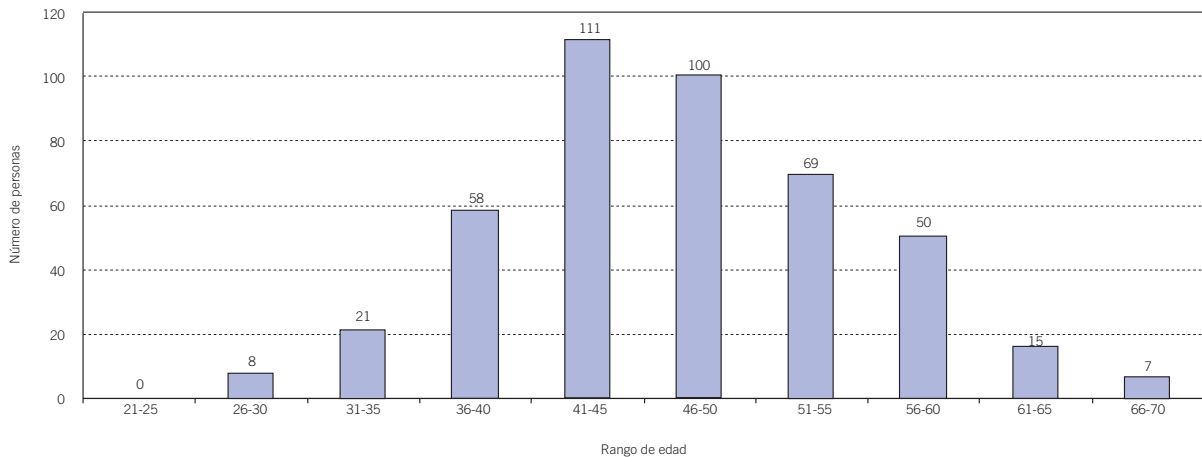


Figura 13.3. Distribución por edad del personal del CSN



13.3. Aspectos económicos y financieros

Los aspectos económicos se desglosan en aspectos presupuestarios y aspectos financieros, ajustándose la contabilidad del organismo al Plan General de Contabilidad Pública.

Los aspectos presupuestarios comprenden, a su vez:

- Ejecución del presupuesto de ingresos.
- Ejecución del presupuesto de gastos.

Los aspectos financieros se estructuran en:

- Cuenta de resultados.
- Balance de situación

13.3.1. Aspectos presupuestarios

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio de 2004, se cifró en un total de 48.267 miles de euros. Este presupuesto inicial no experimentó incremento por las modificaciones presupuestarias realizadas en el ejercicio. Las transferencias de crédito entre rúbricas, no supusieron aumento de los créditos iniciales.

Con respecto al ejercicio anterior, el presupuesto inicial experimentó una variación al alza de 11,07% tabla 13.1.

13.3.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos

La ejecución del presupuesto de ingresos en sus distintas fases, a nivel de artículos y capítulos, queda reflejada en la tabla 13.2. La variación de la

Tabla 13.1. Presupuestos iniciales y definitivos de 2003 y 2004 (euros)

Presupuesto	Ejercicio 2003	Ejercicio 2004	Variación %
Presupuesto inicial	42.924.100,00	48.267.080,00	11,07
Presupuesto definitivo	42.924.100,00	48.267.080,00	11,07

ejecución de ingresos respecto al año anterior ha sido del 1,82%, tal como se refleja en la tabla 13.1.1. El grado de ejecución por capítulos, eliminada la incidencia del remanente de tesorería, se refleja en tabla 13.3.

Es de resaltar que el total de los derechos reconocidos netos del ejercicio, resultado del proceso de gestión de ingresos, ascendió a la cifra de 32.434 miles de euros, de los que 32.359 miles de euros, (99,7%), correspondieron a operaciones no financieras. Del total de Derechos Reconocidos Netos, 30.215 son Capítulo III (Tasas, precios públicos y otros ingresos) que sobre las previsiones definitivas de 32.442 suponen una ejecución del 93,1% no

llegándose a cubrir con ellos el total de las obligaciones reconocidas.

Las transferencias corrientes de 1.750 miles de euros sobre unas previsiones definitivas de 1.752 miles de euros alcanzan una ejecución del 99,9%. Dichas transferencias, junto a las de capital no cubren las actividades encomendadas a este organismo.

Por otra parte, los derechos ingresados netos alcanzaron la cantidad de 31.684 miles de euros, de los que 29.556 miles correspondieron al capítulo III *Tasas y otros ingresos*, lo que supuso un 93,3% con respecto a los ingresos totales y un 91,1% con respecto a las previsiones presupuestarias del citado capítulo, tal y como se refleja en la tabla 13.2.

Tabla 13.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos 2003 y 2004 (euros)

Capítulos	Previsiones definitivas 2003 (1)	Previsiones definitivas 2004 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Derechos reconocidos netos 2003 (3)	Derechos reconocidos netos 2004 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
III Tasas y precios públicos	29.896.720,00	32.442.210,00	7,85	29.440.390,84	30.214.560,81	2,56
IV Transferencias corrientes	1.746.170,00	1.751.740,00	0,32	1.752.945,22	1.749.805,27	-0,18
V Ingresos patrimoniales	841.420,00	563.750,00	-49,25	505.757,53	312.421,47	-61,88
VI Enajenación de inversiones reales	600,00	620,00	3,23	2.612,47	0,00	-100,00
VII Transferencias de capital	60.100,00	60.100,00	0,00	63.470,68	82.279,78	22,86
VIII Activos financieros	10.379.090,00	13.448.660,00	22,82	78.155,99	74.503,23	-4,09
Total	42.924.100,00	48.267.080,00	11,07	31.843.332,73	32.433.570,56	1,82

Tabla 13.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos 2003 y 2004 (euros)

Capítulos	Créditos definitivos 2003 (1)	Créditos definitivos 2004 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Obligaciones reconocidas netas 2003 (3)	Obligaciones reconocidas netas 2004 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
I Gastos de personal	20.361.656,00	22.724.570,00	10,40	19.217.114,46	20.018.540,56	4,00
II Gastos en bienes corrientes y servicios	14.457.174,00	13.226.740,00	-9,30	8.694.941,04	10.410.530,65	16,48
III Gastos financieros	6.010,00	6.010,00	0,00	134,23	87,49	-53,42
IV Transferencias corrientes	2.372.630,00	2.362.930,00	-0,41	1.831.565,95	1.925.759,53	4,89
VI Inversiones reales	5.643.920,00	7.707.460,00	26,77	3.263.084,25	3.466.503,54	5,87
VII Transferencias de capital	0,00	2.155.010,00	100,00	0,00	2.083.698,35	100,00
VIII Activos financieros	82.710,00	84.360,00	1,96	77.057,88	70.959,56	-8,59
Total	42.924.100,00	48.267.080,00	11,07	33.083.897,81	37.976.079,68	12,88

Tabla 13.2. Ejecución del presupuesto de ingresos del CSN. Ejercicio 2004 (euros)

Artículo	Denominación	Previsiones definitivas	Derechos reconocidos	Derechos anulados	Derechos reconocidos netos	Derechos ingresados	Devolución de ingresos presupuestarios	Derechos ingresados netos	Deudores
30	Tasas	31.707.990,00	30.035.121,40	5.494,09	30.029.627,31	29.433.426,34	4.231,90	29.429.194,44	600.424,32
31	Precios Públicos	500.000,00							
38	Reintegros		24.307,52		24.307,52	24.307,52		24.307,52	
39	Otros Ingresos	234.220,00	160.953,59	327,61	160.625,98	103.064,65	108,18	102.959,47	56.647,74
	Total capítulo III	32.442.210,00	30.220.382,51	5.821,70	30.214.560,81	29.560.798,51	4.340,08	29.556.461,43	657.072,06
40	Transf.de Admon. del Estado	1.706.740,00	1.706.740,00		1.706.740,00	1.706.740,00		1.706.740,00	
44	Transf. a otros Organismos		569,14		569,14	569,14		569,14	
45	Transf. de CCAA	45.000,00	42.496,13		42.496,13	42.496,13		42.496,13	
	Total capítulo IV	1.751.740,00	1.749.805,27		1.749.805,27	1.749.805,27		1.749.805,27	
52	Intereses de Depósito	563.750,00	312.421,47		312.421,47	221.296,13		221.296,13	91.125,34
	Total capítulo V	563.750,00	312.421,47		312.421,47	221.296,13		221.296,13	91.125,34
61	Enajenación de inv reales	620,00							
	Total capítulo VI	620,00	0,00		0,00	0,00		0,00	
70	De Admon. del Estado	60.100,00	60.100,00		60.100,00	60.100,00		60.100,00	
71	De Organismos Autónomos		22.179,78		22.179,78	22.179,78		22.179,78	
	Total capítulo VII	60.100,00	82.279,78		82.279,78	82.279,78		82.279,78	
83	Reint. Prestamos fuera S.P.	56.090,00	70.596,65		70.596,65	70.596,65		70.596,65	
84	Dev. depósitos y fianzas		3.906,58		3.906,58	3.906,58		3.906,58	
87	Remanente de Tesorería	13.392.570,00							
	Total capítulo VIII	13.448.660,00	74.503,23		74.503,23	74.503,23		74.503,23	
	Total general	48.267.080,00	32.439.392,26	5.821,70	32.433.570,56	31.688.682,92	4.340,08	31.684.345,84	748.197,40

Tabla 13.3. Ejecución por capítulos del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2004 (euros)

Capítulos	Previsiones finales (1)	Derechos reconocidos netos (2)	Derechos ingresados netos (3)	% 2/1	% 3/2	% 3/1	% 3/4
III	32.442.210,00	30.214.560,81	29.556.458,43	93,13	97,82	91,10	93,28
IV	1.751.740,00	1.749.805,27	1.749.805,27	99,89	100,00	99,89	5,52
V	563.750,00	312.421,47	221.296,13	55,42	70,83	39,25	0,70
VI	620,00	0,00	0,00				
VII	60.100,00	82.279,78	82.279,78	136,90	100,00	136,90	0,26
VIII	56.090,00	74.503,23	74.503,23	132,83	100,00	132,83	0,24
Totales	34.874.510,00	32.433.570,56	31.684.342,84	93,00	97,69	90,85	100,00

13.3.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos

En la tabla 13.4 se desglosa por capítulos y artículos la gestión, en sus distintas fases, del presu-

puesto de gastos del CSN. La variación de la ejecución del presupuesto de gastos respecto al año anterior ha sido del 12,88% tal como se refleja en la tabla 13.1.2.

Tabla 13.4. Ejecución del presupuesto de gastos del CSN año 2004 (euros)

Artículo	Denominación	Crédito inicial	Modificaciones	Crédito final	Gastos comprometidos	Total obligaciones	Remanente de crédito	Total de pagos
10	Altos cargos	681.470,00	5.667,50	687.137,50	686.941,38	686.941,38	196,12	686.941,38
11	Personal eventual Gabinete	990.090,00	28.618,00	1.018.708,00	1.009.062,33	1.009.062,33	9.645,67	1.009.062,33
12	Funcionarios	12.612.780,00	-285.430,50	12.327.349,50	10.988.589,50	10.988.589,50	1.338.760,00	10.988.589,50
13	Laborales	2.188.770,00	11.500,00	2.200.270,00	1.920.844,39	1.920.844,39	279.425,61	1.920.844,39
15	Incentivo rendimiento	1.524.640,00	300.145,00	1.824.785,00	1.824.700,03	1.824.700,03	84,97	1.824.700,03
16	Cuotas sociales	4.726.820,00	-60.500,00	4.666.320,00	3.636.320,66	3.588.402,93	1.029.999,34	3.588.402,93
Total capítulo I		22.724.570,00	0,00	22.724.570,00	20.066.458,29	20.018.540,56	2.658.111,71	20.018.540,56
20	Arrendamientos	473.600,00		473.600,00	89.495,85	89.495,85	384.104,15	89.495,85
21	Reparación y conservación	1.503.160,00		1.503.160,00	1.227.426,45	1.204.405,75	275.733,55	1.204.405,75
22	Materiales, suministros y otros	9.161.820,00		9.161.820,00	7.823.857,12	7.122.390,55	962.962,88	7.122.390,55
23	Indemnización por razón del servicio	1.688.160,00		1.688.160,00	1.619.249,34	1.619.249,34	68.910,66	1.619.249,34
24	Gastos publicaciones	400.000,00		400.000,00	390.846,00	374.989,16	9.154,00	374.989,16
Total capítulo II		13.226.740,00	0,00	13.226.740,00	11.150.874,76	10.410.530,65	1.700.865,24	10.410.530,65
35	Intereses demora y otros gastos fijos	6.010,00		6.010,00	87,49	87,49	5.922,51	87,49
Total capítulo III		6.010,00	0,00	6.010,00	87,49	87,49	5.922,51	87,49
44	A empresas públicas y otros estamentos	103.690,00	28.100,00	131.790,00	82.990,00	82.990,00	48.800,00	82.990,00
45	A comunidades autónomas	1.373.540,00		1.373.540,00	1.226.029,89	1.226.029,89	147.510,11	1.226.029,89
48	A famil. e instituciones sin fin de lucro	323.680,00	-28.100,00	295.580,00	212.856,44	212.856,44	82.723,56	212.856,39
49	Al exterior	562.020,00		562.020,00	403.883,25	403.883,25	158.136,75	403.883,25
Total capítulo IV		2.362.930,00	0,00	2.362.930,00	1.925.759,58	1.925.759,58	437.170,42	1.925.759,53
62	Inversión nueva	5.128.220,00	-489.868,00	4.638.352,00	1.424.128,57	1.250.935,75	3.214.223,43	1.250.935,75
63	Inversión de reposición	1.319.040,00		1.319.040,00	733.536,25	652.044,83	585.503,75	652.044,83
64	Inversiones de carácter inmaterial	1.260.200,00	489.868,00	1.750.068,00	1.715.044,53	1.563.522,96	16.881,76	1.563.522,96
Total capítulo VI		7.707.460,00	0,00	7.707.460,00	3.872.709,35	3.466.503,54	3.816.608,94	3.466.503,54
74	A Organismos públicos	1.414.060,00	400.000,00	1.814.060,00	1.811.564,04	1.794.521,33	2.495,96	1.794.521,33
77	A Empresas privadas	557.650,00	-370.000,00	187.650,00	187.650,00	187.650,00	0	187.650,00
79	Al exterior	183.300,00	-30.000,00	153.300,00	101.527,02	101.527,02	51.772,98	101.527,02
Total capítulo VII		2.155.010,00	0,00	2.155.010,00	2.100.741,06	2.083.698,35	54.268,94	2.083.698,35
83	Concesión préstamo fuera S.P.	81.360,00		81.360,00	70.959,56	70.959,56	10.400,44	70.959,56
84	Constitución de fianzas	3.000,00		3.000,00	0,00	0,00	3.000,00	0,00
Total capítulo VIII		84.360,00	0,00	84.360,00	70.959,56	70.959,56	13.400,44	70.959,56
Total general		48.267.080,00	0,00	48.267.080,00	39.187.590,09	37.976.079,73	8.686.348,20	37.976.079,68

Tabla 13.5. Grado de ejecución de las obligaciones reconocidas. Ejercicio 2004 (euros)

Capítulos	Crédito definitivo	Obligaciones reconocidas	% ejercicio
I Gastos de personal	22.724.570,00	20.018.540,56	88,09
II Gastos corrientes bienes servicios	13.226.740,00	10.410.530,65	78,71
III Gastos financieros	6.010,00	87,49	1,46
IV Transferencias corrientes	2.362.930,00	1.925.759,53	81,5
Total operaciones corrientes	38.320.250,00	32.354.918,23	84,43
VI Inversiones reales	7.707.460,00	3.466.503,54	44,98
VII Transferencias de capital	2.155.010,00	2.083.698,35	96,69
Total operaciones de capital	9.862.470,00	5.550.201,89	56,28
VIII Activos financieros	84.360,00	70.959,56	84,12
Total operaciones financieras	84.360,00	70.959,56	84,12
Total general	48.267.080,00	37.976.079,68	78,68

En la tabla 13.5 se incluyen las obligaciones reconocidas por capítulos, así como el grado de ejecución del presupuesto de gastos del CSN.

Los compromisos adquiridos, por importe de 39.188 miles de euros, supusieron un 81,1% de

las previsiones presupuestarias definitivas, tal y como se refleja en la tabla 13.4.

Es de destacar que el total de obligaciones reconocidas ascendió a la cantidad de 37.976 miles de euros, lo que supuso un 78,7% de ejecución sobre

Tabla 13.6. Cuenta de resultados. Ejercicio 2004 (euros)

Subgrupo	Denominación	Debe	Haber	%G	%I	%H
64	Gastos de personal	20.056.859,21		52,8		
62	Servicios exteriores	12.310.594,98		32,4		
63	Tributos	29.033,40		0,1		
65	Transferencias y subvenciones	4.009.457,88		10,6		
66	Gastos financieros	87,49		0,0		
67	Pérdidas y gastos extraordinarios	-71.067,90		-0,2		
68	Dotación para amortizaciones	1.658.396,82		4,4		
69	Variación provisiones	2.916,15		0,0		
	Total grupo 6	37.996.278,03		100,1		
74	Tasas y precios públicos		30.024.574,03		92,8	79,0
75	Transferencias y subv. corrientes		1.832.085,05		5,7	4,8
76	Otros ingresos financieros		405.097,61		1,3	1,1
77	Otros ingresos gestión ordinaria		98.741,07		0,3	0,3
	Total grupo 7		32.360.497,76		100,1	
	Resultado negativo		5.635.780,27			14,8
	Total general	37.996.278,03	37.996.278,03		100'0	100,0

el presupuesto definitivo de 48.267 miles de euros.

13.3.2. Aspectos financieros

13.3.2.1. Cuenta de resultados

La cuenta de resultados recoge los gastos e ingresos, clasificados por su naturaleza económica, que se producen como consecuencia de las operaciones presupuestarias y no presupuestarias, realizadas por el CSN en un período determinado, tabla 13.6.

Como se puede apreciar, los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que representaron el 52,8% del total. Como gastos de personal se recogen las retribuciones del personal, la seguridad social a cargo del empleador y los gastos sociales.

En segundo lugar aparecen los servicios exteriores 32,4%, cuyos componentes fundamentales fueron los servicios de profesionales independientes, los gastos de mantenimiento y las comunicaciones.

Tabla 13.7. Balance de situación. Ejercicio 2004 (euros)

Activo		Pasivo	
Inmovilizado material		Fondos propios	
Terrenos y construcciones	19.469.734,83	Patrimonio	38.814.616,72
Instalaciones técnicas y maquinaria	4.719.509,81	Resultados de ejercicios anteriores	-1.822.771,74
Mobiliario y utillaje	2.589.751,33	Resultados del ejercicio	-5.635.780,27
Otro inmovilizado material	6.170.133,15	Total fondos propios	31.356.064,71
Menos amortizaciones	-14.153.819,81	Acreedores a largo plazo	
Total inmovilizado material	18.795.309,31	Otras deudas a largo plazo	0,00
Inmovilizado inmaterial		Total acreedores a largo plazo	0,00
Propiedad Industrial	1.315,57	Acreedores a corto plazo	
Aplicaciones informáticas	4.296.803,38	Acreedores presupuestarios	864.824,40
Menos amortizaciones	-2.925.895,80	Acreedores no presupuestarios	10.206,88
Total inmovilizado inmaterial	1.372.223,15	Administraciones públicas	583.362,40
Inversiones financieras permanentes		Otros acreedores	67.429,70
Otras inversiones y créditos a largo plazo	15.087,52	Fianzas y depósitos a corto plazo	24.200,00
Fianzas y depósitos constituidos a largo plazo		Total acreedores a corto plazo	1.550.023,38
Total inversiones financieras permanentes	15.087,52	Total general	32.906.088,09
Deudores			
Deudores presupuestarios	1.236.157,55		
Deudores no presupuestarios	4.703,90		
Menos provisiones			
Total deudores	1.240.861,45		
Inversiones financieras temporales			
Otras inversiones y créditos a corto plazo	50.204,33		
Total inversiones financieras temporales	50.204,33		
Tesorería	11.625.688,52		
Ajustes por periodificación	28.882,66		
Total general	33.128.256,94		

En tercer lugar están las transferencias y subvenciones 10,5% que recogen las transferencias a comunidades autónomas, las becas y las subvenciones a instituciones sin fines de lucro.

En cuarto lugar figuran las dotaciones para las amortizaciones 4,4%.

Por último, el resto de los gastos que no tienen representación recoge las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

En cuanto a los ingresos, la tasa por servicios prestados fue la principal fuente de financiación del CSN, representando un 92,8% del total, corres-

pondiendo el restante 7,2% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

El resultado del ejercicio arroja un resultado negativo de 5.636 miles de euros.

13.3.2.2. Balance de situación.

El balance de situación, tabla 13.7, es un estado que refleja la situación patrimonial del CSN, y se estructura en dos grandes masas patrimoniales: el activo, que recoge los bienes y derechos del organismo, y el pasivo, que recoge las deudas exigibles por terceros y los fondos propios del mismo. La composición interna del activo y del pasivo, al cierre del ejercicio 2004, figura en la tabla 13.8.

Tabla 13.8. La composición interna del activo y el pasivo. Ejercicio 2004 (euros)

Activo	Importe	%
Inmovilizado material	18.795.309,31	57,1
Inmovilizado inmaterial	1.372.223,15	4,2
Inversiones financieras permanentes	15.087,52	0,0
Deudores	1.018.692,60	3,1
Inversiones financieras temporales	50.204,33	0,2
Tesorería	11.625.688,52	35,3
Ajustes por periodificación	28.882,66	0,1
Total	32.906.088,09	100,0
Pasivo		
Fondos propios	31.356.064,71	95,3
Acreedores a largo plazo	0,00	0,0
Acreedores a corto plazo	1.550.023,38	4,7
Total	32.906.088,09	100,0

Tabla 13.9. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2004

	Consejo	Secretaría General	Direcciones técnicas	Total
Altos cargos	5	1	2	8
Funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica	5	15	170	190
Funcionarios de otras administraciones públicas	4	86	23	113
Personal eventual	27	1	0	28
Personal laboral	5	67	29	101
Totales	46	170	224	440