

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

Año 2003

5

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

Año 2003

CSN

Informe al Congreso de los Diputados y al Senado

CSN

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

Año 2003

Colección: Informes del CSN
Referencia: INF-01.03

© Copyright 2004, Consejo de Seguridad Nuclear

Edita y distribuye:
Consejo de Seguridad Nuclear
Justo Dorado, 11. 28040 - Madrid-España
<http://www.csn.es>
peticiones@csn.es

Maquetación y fotomecánica: Juan Canal

Impreso por: ELECE INDUSTRIA GRAFICA S.L.

ISSN: 1576-5237

Depósito Legal: M-31008-2004

Índice

1. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones	
1.1. Centrales nucleares	5
1.2. Instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación	106
1.3. Instalaciones radiactivas	127
2. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades	
2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica ...	141
2.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico	142
2.3. Servicios de dosimetría personal	143
2.4. Empresas externas	144
2.5. Licencias de personal	144
2.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas	148
2.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías, modelos o protocolos de verificación	148
2.8. Otras actividades reguladas	149
3. Residuos radiactivos	
3.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad	151
3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad	157
3.3. Gestión de residuos desclasificados	161
4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	
4.1. Central nuclear Vandellós I	163
4.2. Plantas de concentrados de uranio	172
4.3. Reactores de investigación Argos y Arbi	175
5. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la legislación nuclear	
5.1. Transportes	177
5.2. Fabricación de equipos radiactivos	182
5.3. Actividades en instalaciones no reguladas	183
6. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente	
6.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos	191
6.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental	200
6.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación	224

7. Emergencias radiológicas y protección física	
7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional	227
7.2. Actuaciones del CSN para casos de emergencia	235
7.3. Planes de Emergencia de las instalaciones	248
7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares .	250
8. Planes de investigación	
8.1. Plan del CSN y planes concertados con otras organizaciones	253
8.2. Programa de investigación en seguridad nuclear.....	255
8.3. Programa de investigación en protección radiológica.....	266
8.4. Valoración de las actividades realizadas	275
9. Reglamentación y normativa	
9.1. Desarrollo normativo nacional	278
9.2. Desarrollo normativo del CSN	279
9.3. Actividades normativas internacionales.....	281
10. Relaciones institucionales e internacionales	
10.1. Relaciones institucionales.....	283
10.2. Relaciones internacionales	300
11. Información y comunicación pública	
11.1. Aspectos generales	317
11.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas	318
11.3. Centro de Información	321
11.4. Edición de publicaciones	322
11.5. El CSN en Internet.....	325
11.6. Otras actividades.....	326
12. Gestión de recursos	
12.1. Mejora de la organización y actividades de formación	329
12.2. Gestión de recursos humanos	334
12.3. Aspectos económicos y financieros.....	336

1. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones

1.1. Centrales nucleares

1.1.1. Aspectos generales

1.1.1.1. 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 Decreto 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.

1.1.1.2. 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 Economía 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.

Tabla 1.1. 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: 2.911,7	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: 1.027,2	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.

- 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.
- 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 Economía 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 cons-

tituida 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.

1.1.1.3. Resumen de la operación

En aplicación de lo establecido en las especificaciones técnicas de funcionamiento de cada central, los titulares notificaron 52 sucesos, 28 menos que en el año 2002. De este conjunto de sucesos hubo tan sólo uno clasificado como nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), y el resto de sucesos fue clasificado como nivel 0. 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, revelan la existencia de deficiencias en aspectos de seguridad que es preciso corregir; no teniendo impacto radiológico significativo en el interior, ni en el exterior de la central.

Tabla 1.2. Resumen de los datos de las centrales nucleares correspondientes a 2003

	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	17-11-99	05-07-99	20-03-01
Plazo de validez (años)	3,5	10/10	10/10	10	5	10	10
Número de inspecciones	33	37	30	23	26	29	27
Producción (GWh) I/II	1.139,78	7.810,15 6.870,33	7.927,25 8.887,46	8.559,83	8.667,30	3.739	8.293,54
Paradas de recarga I/II	14-11-03 14-01-04	05-10-03 27-10-73 (U-I) 20-04-03 05-06-03 (U-II)	08-03-03 12-04-03 (U-I)	06-09-03 30-09-03	31-05-03 22-06-03	02-03-03 23-03-03	14-09-03 16-10-03
Simulacro emergencia	08-05-03	25-09-03	16-10-03	24-04-03	10-12-03	12-09-03	27-11-03
Supervisores	13	25	29	15	15	17	14
Operadores	14	30	31	15	18	19	13
Jefes de servicio de protección radiológica	3	2	4	3	2	2	4

El suceso clasificado como nivel 1 en la escala INES fue el ocurrido en la central nuclear José Cabrera el 6 de diciembre de 2003. Después de finalizar el montaje de una modificación de diseño en las líneas de inyección de seguridad a la vasija, mediante la cual se instalaron sendas válvulas de retención con la finalidad de mejorar el aislamiento de la barrera de presión en las tuberías del sistema de Inyección de Seguridad (IS), la inspección residente detectó que la prueba requerida por la Especificación de Funcionamiento (EF) 4.5.2.g (balance de caudal durante paradas después de haber realizado modificaciones en el sistema de inyección de seguridad (IS) que puedan alterar las características de flujo), se estaba ejecutando de modo incorrecto, ya que se había previsto el fallo de una bomba del sistema de inyección de seguridad, pero no el fallo de las válvulas de descarga de la inyección de su tren asociado; tal como requieren los criterios de redundancia y fallo único, para los escenarios accidentales postulados.

El CSN requirió al titular de la central José Cabrera que procediese a repetir de modo correcto

la prueba de balance de caudales del sistema IS, lo cual tuvo lugar el día 6 de diciembre de 2003, esta vez siguiendo los criterios necesarios para garantizar la operabilidad del sistema; es decir, el arranque individual de cada bomba del sistema IS, junto con la apertura de las dos válvulas de inyección asociadas. El resultado de la prueba fue de un caudal por debajo del criterio de aceptación de la misma de 260 m³/h, lo cual conlleva la inoperabilidad de ambos trenes del sistema IS en los modos de operación en que son requeridos.

En ese momento la central estaba en parada por lo que este sistema no necesitaba estar operable. Sin embargo, debido a que esta situación existe en la central desde un tiempo anterior a la propia ejecución de la prueba, cuya redacción errónea proviene de la concepción de la misma por Westinghouse durante las modificaciones de la central llevadas a cabo en los años ochenta, y teniendo en cuenta que la magnitud de las discrepancias en las medidas de caudal en cada tren respecto al criterio de aceptación de la prueba (10,4% para el tren A, y 7,3% para el tren B) no

pueden deberse a la pérdida de carga introducida por las válvulas de retención montadas en la modificación previa y que dio origen a la necesidad de la prueba; se concluyó que la condición de inoperabilidad de ambos trenes del sistema IS por insuficiencia de caudal existía también en *modos* 1, 2 y 3, cuando dicha operabilidad era requerida por las especificaciones de funcionamiento (EF). El titular ha demostrado mediante cálculos termohidráulicos que en ningún momento la seguridad de la central se vio comprometida al disponerse de márgenes de seguridad razonables. No obstante, el incumplimiento del criterio de aceptación establecido en sus especificaciones EF basta por sí solo para proceder a su clasificación como nivel 1 dentro de la escala INES.

Para corregir la situación se ha implantado una modificación de diseño mediante la cual, en caso de accidente, se da señal de apertura desde los dos trenes de salvaguardias a las cuatro válvulas de descarga de inyección, situación en la que se había comprobado que se disponía de caudal suficiente.

De los 52 sucesos notificados, cinco fueron considerados provisionalmente como *potencialmente significativos* y dos como *potencialmente genéricos* por el *Panel de Revisión de Incidentes* (PRI) del CSN. Un suceso se considera potencialmente significativo si es necesario un seguimiento posterior de las medidas correctoras implantadas, o bien si puede conllevar la solicitud de adopción de alguna medida adicional. Las clasificaciones presentadas son aún provisionales porque no se 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 clasificados definitivamente de años anteriores, no se ha detectado ninguna desviación respecto de la clasificación provisional.

1.1.1.4. 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 solicitando 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 *Kern-technischer 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 Consejo de Seguridad Nuclear 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 bondad del análisis realizado, así como de las acciones correctoras implantadas y sus plazos de ejecución.

Durante el año 2003 los temas genéricos más relevantes han sido los siguientes:

- Bulletin 2003-1 de la Nuclear Regulatory Commission (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).

En relación con este tema genérico, el CSN solicitó, mediante una instrucción técnica, el análisis del boletín a las centrales PWR. Todas las centrales adoptaron como consecuencia de su análisis medidas compensatorias consistentes principalmente en el entrenamiento de operadores, modificaciones a procedimientos para retrasar la transferencia a recirculación desde los sumideros, y alternativas para rellenar el tanque de almacenamiento de agua de recarga u otra

fuerza alternativa de inyección al núcleo y a la contención, procedimientos de limpieza de la contención y control de entrada de materiales dentro de la misma, inspección de las rejillas de los sumideros para garantizar que se encuentran libres de fisuras y grietas y vigilancia de los caminos de drenaje hacia los sumideros. Adicionalmente, se están llevando a cabo reuniones con el sector nuclear y se está participando en los foros internacionales con el objeto de hacer un seguimiento de las acciones implantadas en otros países al respecto, tanto a corto como a largo plazo. El CSN tiene previsto llevar a cabo inspecciones dentro de este contexto, para hacer un seguimiento de los estudios y análisis de aplicabilidad realizados en relación con el problema descrito en este boletín.

- Bulletin 2003-2: *Fuga desde las penetraciones inferiores de la vasija e integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor*, emitido con el objeto de advertir a los titulares de las centrales PWR, que los actuales métodos de inspección de la parte inferior de la vasija del reactor pueden ser suplementados con medidas adicionales (por ejemplo, con inspecciones visuales a metal descubierto, esto es, sin aislamiento) para detectar posibles fugas de la barrera de presión del refrigerante.

En relación con este tema genérico, el CSN solicitó, mediante una Instrucción técnica, el análisis de éste boletín a las centrales PWR. Este boletín surge como consecuencia de las informaciones obtenidas por la NRC en respuesta a los distintos boletines derivados del incidente de deterioro de la tapa de la vasija en *Davis-Besse*. Por parte de las áreas especialistas del CSN se está llevando a cabo un estudio de las respuestas recibidas.

- Orden de la NRC de fecha 11 de febrero de 2003 sobre inspecciones de la tapa de la vasija del reactor. Emitida con el objeto de mejorar las

inspecciones que se realizan de las tapas de la vasija y de sus penetraciones.

En relación con este tema genérico, el CSN solicitó mediante una instrucción técnica, el análisis de este boletín a las centrales PWR. Actualmente, se están estudiando por parte de las áreas especialistas las respuestas recibidas.

1.1.1.5. Análisis y evaluación de la experiencia operativa

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

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 de 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 or 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 debidas a fallo de equipo por cada 1.000 horas críticas comerciales.
- Promedio de exposición colectiva a la radiación.

En la figura 1.1.a se presenta la evolución de los indicadores de funcionamiento del conjunto de las centrales españolas en los últimos diez años.

En la figura 1.1.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 2003, así como la evolución del factor de disponibilidad, del factor de carga y del factor de operación en el período 1989-2003. (Estos datos de la figura 1.1.b fueron aportados por Unesa).

Entre los principales hallazgos del programa el año 2003 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 10 años analizados. A corto plazo, también son decrecientes casi todos los indicadores, observándose un ligero crecimiento en dos de ellos en los tres últimos años, la *Tasa promedio de paradas forzosas* y el *Promedio de exposición colectiva a la radiación*:

– *Promedio de paradas de automáticas con reactor crítico*: Se observa un cambio de tendencia desfavorable a largo plazo de este indicador, motivado 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 producido un cambio de tendencia de este indicador, pasando actualmente a ser ligeramente decreciente; lo cual es un hecho favorable y que nos permite considerar satisfactoria su evolución reciente.

– *Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad*: Este indicador mantiene su tendencia favorable decreciente a largo plazo, y se produce un cambio de la tendencia en los tres últimos años, pasando a ser también 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 observa una tendencia creciente en los tres últimos años de la contribución de este indicador a potencia, fuertemente contrarrestada por la tendencia decreciente en paradas. Se debe vigilar esta tendencia a potencia por si se mantuviera en próximos años; no obstante, el número de actuaciones espurias ha sido particularmente elevado en 2003, lo cual resta importancia a los datos obtenidos.

Figura 1.1.a. Indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares

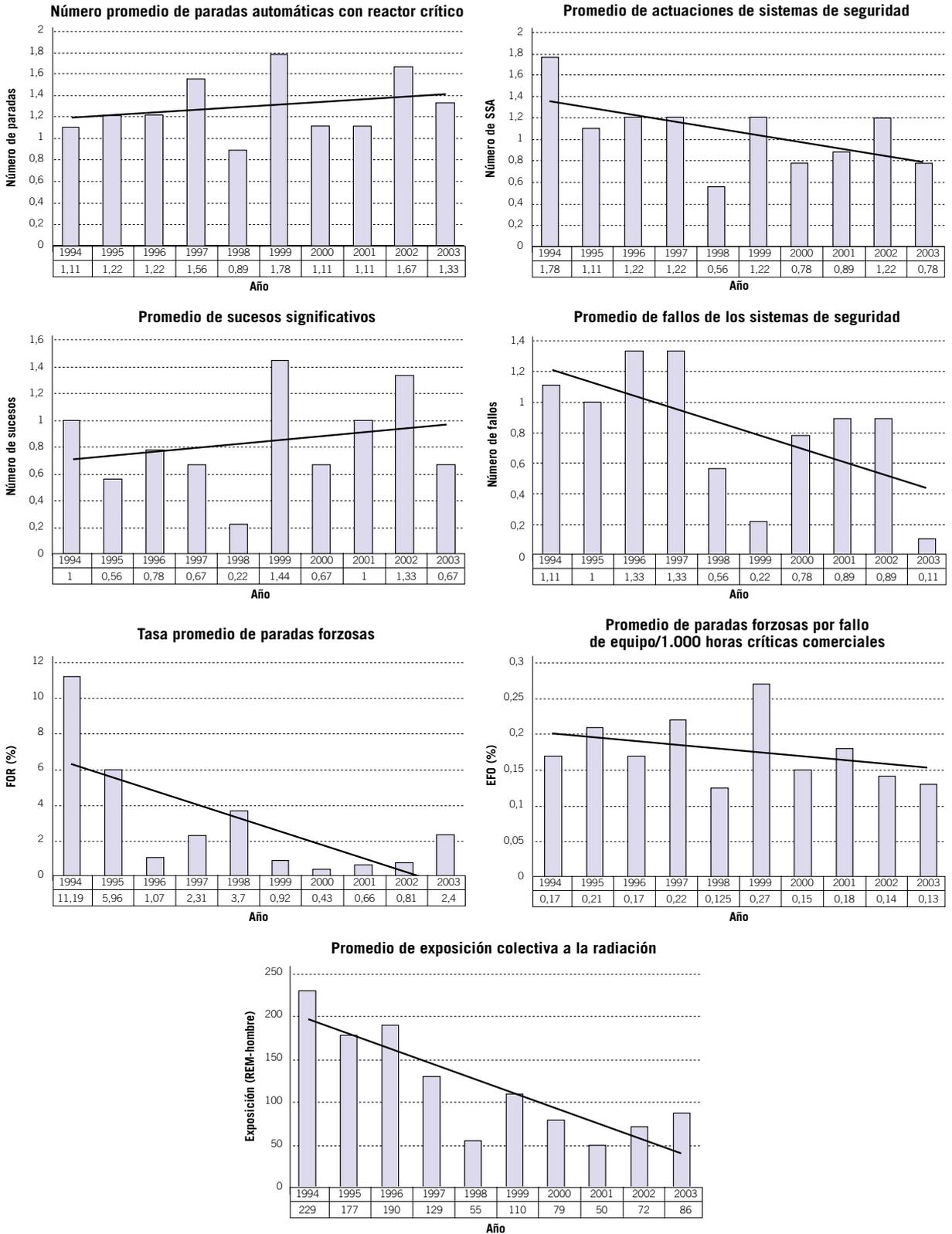
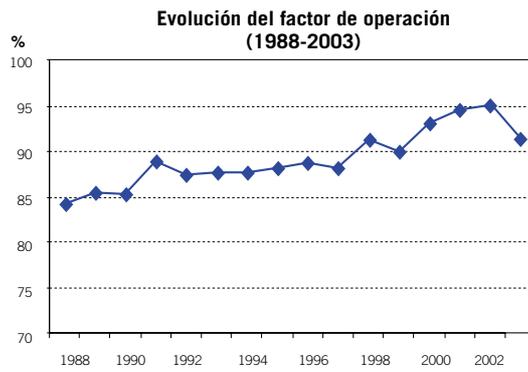
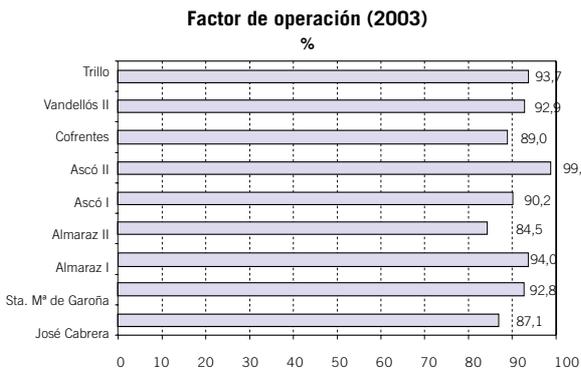
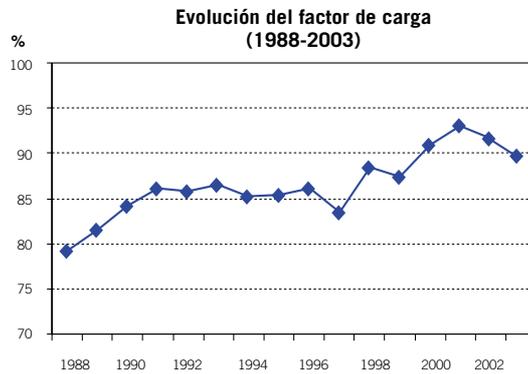
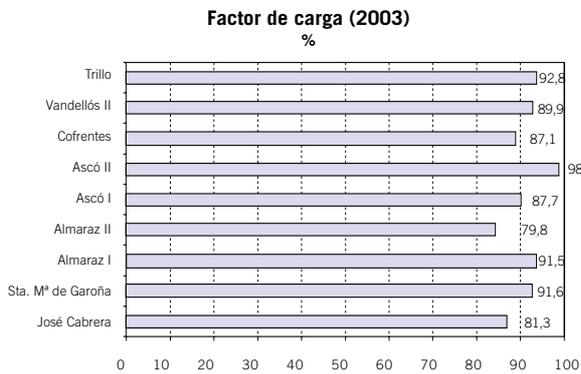
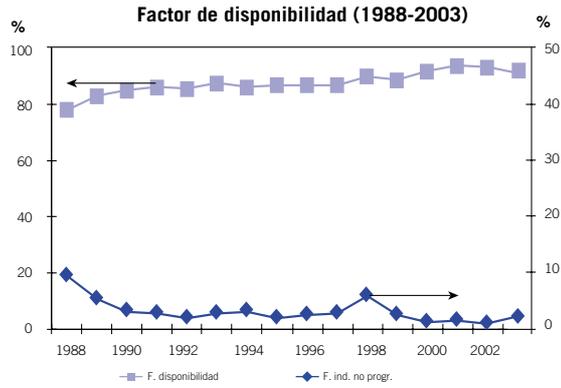
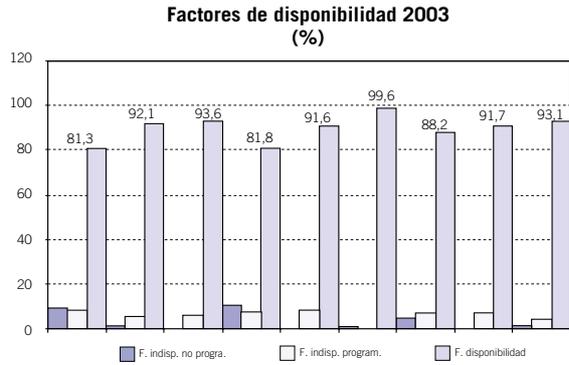
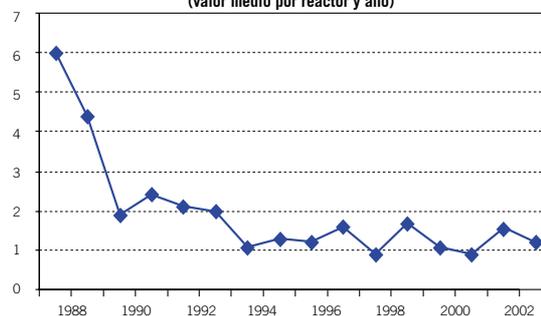


Figura 1.1.b. Parámetros de funcionamiento. Datos aportados por Unesa



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



- *Promedio de sucesos significativos*: Se mantiene el cambio de tendencia de este indicador a largo plazo, siendo aún ligeramente creciente por la contribución desfavorable de 1999 y de 2002, pero con una marcada evolución hacia la estabilización. Síntoma de ello es el comportamiento del indicador a corto plazo, el cual mejora notablemente con un cambio de tendencia hacia valores decrecientes. Las contribuciones a potencia y en parada también son decrecientes; por lo que se puede considerar satisfactoria la evolución global de este indicador.
 - *Promedio de fallos de sistemas de seguridad*: El indicador manifiesta a largo plazo una fuerte tendencia decreciente que se puede observar también 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 muy favorable a corto y largo plazo.
 - *Tasa promedio de paradas forzosas*: Pese a que el indicador mantiene su tendencia fuertemente decreciente a largo plazo, su evolución a corto plazo ha variado, pasando a ser creciente. La razón de esto recae en el alargamiento de las paradas para recarga durante el año 2003, fundamentalmente en las centrales de Almaraz II, Cofrentes y José Cabrera, motivados respectivamente por la avería de un generador diesel, las nuevas medidas de caudales exigidas en los sistemas de agua de componentes y servicios esenciales, y los incidentes de la recarga de José Cabrera. Las medidas de caudales en los consumidores de los sistemas de agua de refrigeración de componentes y de servicios esenciales ha sido un requisito del CSN, dadas las deficiencias que se estaban encontrando en estos sistemas, y ha causado retrasos en algunas recargas debido a problemas en la instrumentación de medida o a que los valores de aceptación que se habían fijado no estaban suficientemente ajustados a las necesidades o a las capacidades de los sistemas. De momento, no se considera necesario un seguimiento específico de la evolución de este indicador.
 - *Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo por cada 1.000 horas críticas comerciales*: Este indicador mantiene su tendencia decreciente, tanto a largo como a corto plazo. Se considera su tendencia favorable, y es coherente con la valoración de las causas del aumento a corto plazo del indicador *Tasa promedio de paradas forzosas*, ya que las paradas forzosas no han sido debidas fundamentalmente a fallos de equipos.
 - *Promedio de exposición colectiva a la radiación*: Este indicador, pese a que mantiene su tendencia decreciente a largo plazo, manifiesta un cambio de tendencia desfavorable en los últimos tres años. La causa de esto radica principalmente en los valores elevados aportados por la central nuclear de Cofrentes; aunque un análisis individual nos permite detectar un incremento ligero pero continuo en todo el parque nuclear español. Para disponer de un análisis más detallado se remite a la sección 6.1.1 de este informe.
- 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* manifiestan un cambio de tendencia favorable, tanto a potencia como en paradas. Su tendencia actual pasa a ser decreciente.
 - Se observa una ligera tendencia al alza del indicador de *Errores de personal con licencia* a potencia, tendencia no observada en paradas que pasa a ser fuertemente decreciente. La ocurrencia de

los sucesos de Cofrentes del primer trimestre de 2002 siguen manteniendo su fuerte influencia.

- El indicador de *Errores de Otro Personal* manifiesta un cambio de tendencia favorable, pasando a ser decreciente, tanto a potencia como en paradas.
- El indicador *Causas de Mantenimiento* manifiesta una tendencia decreciente favorable, tanto a potencia como en paradas, lo que significa también un cambio favorable en su evolución.
- Se observa también un cambio de tendencia favorable del indicador *Causas de Diseño*, que pasa a ser ligeramente decreciente a potencia y fuertemente decreciente en paradas.
- Se observa un aumento de las *Causas Misceláneas* tanto a potencia como en paradas. Fundamentalmente debido a perturbaciones atmosféricas, fallos espurios de componentes eléctricos, y a los transitorios en Ascó debidos a las avalanchas de algas en el río Ebro.

1.1.1.6. 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 2003:

1.1.1.6.1. Recursos humanos 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, garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares.

La resolución 18ª 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.*

El CSN ha venido informando sobre los cambios organizativos en las instalaciones nucleares y las actuaciones del organismo a través, por ejemplo, de las respuestas a resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda (resoluciones decimotercera de 9 de octubre de 2002 y trigésima de 2 de octubre de 2001). Las principales actuaciones se recopilan en los apartados siguientes.

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 que tuvo lugar en Viena el 20 de septiembre de 1994, y 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.

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, aún no cuentan con especialistas propios en otras disciplinas científicas diferentes a las puramente técnicas,

especialistas que puedan aportar nuevos puntos de vista y soluciones en la resolución de temas relacionados con el clima laboral, motivación del personal, etc.

Desde el CSN, a través de las inspecciones al estado de implantación de estos programas, iniciadas a finales de 2002, se está tratando de potenciar la mejora de estos aspectos. En el año 2003 se inspeccionó el estado de implantación de los programas de las centrales nucleares Santa María de Garoña, José Cabrera y Cofrentes.

Inspecciones iniciales 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 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.

Instrucciones técnicas complementarias sobre reducción de recursos humanos

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 período 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 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.

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.

Finalmente, en respuesta a la tercera ITC, los titulares remitieron al CSN, en el primer trimestre de 2002 y en el primer trimestre de 2003, 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.

Procedimientos de evaluación de cambios organizativos y sistemas de autoevaluación

Como medida complementaria a las anteriores, el CSN viene impulsando la adopción por parte de los titulares de los elementos principales de los sistemas de gestión de la seguridad y su aplicación a la gestión de cambios organizativos. Por su parte los titulares, como paso previo, antes de realizar cambios organizativos llevan a cabo un análisis y desarrollan herramientas de autoevaluación que permiten identificar con anticipación cualquier desviación del nivel de seguridad como consecuencia de los citados cambios organizativos.

Estos sistemas de autoevaluación están siendo implantados en todas las centrales y, en algunas, cuentan ya con varios años de experiencia. Estos sistemas constan de un conjunto de herramientas que, en algunos casos se están refinando para que puedan detectar también potenciales problemas organizativos concretos (por ejemplo indicadores de funcionamiento), o se están incorporando nuevas herramientas o se está haciendo un uso más intensivo de otras.

Los documentos consensuados entre el CSN y el sector eléctrico en el año 2003 denominados *Guía para el programa de auto-evaluaciones* y *Guía para el programa de acciones correctoras* sirven de base para

homogeneizar los procedimientos de autoevaluación de las centrales nucleares, de manera que cumplan con unos requisitos mínimos.

Sobre estos procedimientos de autoevaluación se potenciarán las herramientas capaces de identificar potenciales problemas organizativos en general y, por tanto, también potenciales problemas organizativos derivados de cambios en los recursos humanos de las instalaciones.

Asimismo, a solicitud del CSN y haciéndolo coincidir con las propuestas de cambio en los reglamentos de funcionamiento, acaecidas en los años 2002 y 2003, todas las instalaciones nucleares incorporaron explícitamente entre sus funciones en seguridad nuclear y protección radiológica recogidas en tales documentos de licencia, 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. Esto es, el análisis de cualquier cambio organizativo, independientemente de que implique o no reducción en los recursos humanos. En respuesta a los compromisos adquiridos en los cambios de reglamentos de funcionamiento mencionados, las centrales han desarrollado ya tales procedimientos de gestión de cambios organizativos.

Actuaciones específicas en la central nuclear José Cabrera

Al mismo tiempo, dada la situación peculiar de la central nuclear José Cabrera, que cuenta ya con una fecha anunciada de finalización de su explotación y teniendo en cuenta 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, debida-

mente 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, quedando aún algún punto por resolver en relación a evaluaciones externas independientes del ápice estratégico, la cual se espera sea resuelta a lo largo de 2004.

Asimismo, 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.

Tanto esta condición como la relativa a sistemas de gestión de la seguridad habían sido convenientemente desarrolladas en sendas instrucciones técnicas complementarias emitidas por el CSN para garantizar el mejor cumplimiento de estos requisitos establecidos en la autorización.

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. Actualmente esta sistemática está ya implantada en la central nuclear José Cabrera.

Otra actividad significativa del CSN 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 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. El CSN realizó un seguimiento detallado de la implantación de dicho plan de actuación organizativa.

Este tipo de análisis se hacen incluso más necesarios en plantas que tienen una situación de cierre anunciado como es el caso de la central nuclear José Cabrera. La experiencia internacional indica que el período de tiempo comprendido entre el momento en que se anuncia el cierre a corto plazo (no más de unos pocos años) de una instalación nuclear hasta que cesa su producción, representa una etapa peculiar en la vida de la instalación. Peculiar en la medida en que durante esta etapa pueden aparecer o acrecentarse toda una serie de temas organizativos con potencial impacto en la seguridad que o bien no existen en etapas previas

o bien eran menos acentuados. Todos estos temas novedosos que pueden surgir tienden a actuar como fuerzas que empujan el comportamiento de la instalación hacia niveles inferiores de resultados y podrían afectar negativamente a la seguridad si no son gestionados adecuadamente. Entre estos temas se encuentran la motivación del personal, la incertidumbre sobre el puesto de trabajo, la situación de los contratistas, la tendencia a la descapitalización de recursos humanos, el clima organizativo o laboral, la duplicación de funciones para mantener la operación e iniciar la planificación del desmantelamiento, etc. Es por ello que desde el CSN se ha realizado durante todo el año 2003, y se pretende continuar en el tiempo restante de explotación de la instalación, un seguimiento minucioso de la evolución de estos aspectos.

Finalmente, el suceso de diciembre de 2003 relacionado con la prueba del sistema de inyección de seguridad, ocurrido en la última recarga de la central, motivó el requerimiento a esta central de un análisis causa raíz que identificara no sólo las causas técnicas sino las organizativas que motivaron el suceso. Este análisis, cuyos resultados principales y acciones correctoras propuestas fueron remitidos por el titular al CSN en enero de 2004, está siendo evaluado.

Actuaciones específicas en la central nuclear de Cofrentes

Otra actividad significativa en cuanto a incidentes con alguna componente organizativa fue la relacionada con la central nuclear de Cofrentes. En la recarga de 2002 se produjo en esta central un conjunto de incidentes operativos que requirieron la atención del titular y del CSN. El titular, en respuesta a estos incidentes, realizó una autoevaluación que concluyó con la propuesta de un plan de actuación. Este plan de actuación fue revisado por un equipo multidisciplinar de inspectores del CSN. Una de las actuaciones previstas por el titular en el marco de este plan era la realización de un análisis organizativo, a través de una empresa

independiente de Iberdrola, utilizando una metodología específica para estos fines. Esta metodología 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 y del CSN. Esta metodología fue aplicada de forma exitosa para realizar análisis organizativos en las centrales nucleares Santa María de Garoña en el año 2001 y Ascó en el 2002.

Esta forma de trabajo, 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 tratamiento de la cantidad significativa de datos obtenidos permite realizar un diagnóstico sobre los aspectos organizativos de la central nuclear. Todo ello fue aplicado en Cofrentes en diciembre de 2003, estando pendiente el informe final de resultados para el 31 de marzo de 2004. El titular deberá adoptar las medidas correctoras a que hubiere lugar en función de los resultados del análisis. Está previsto que esta metodología sea aplicada en otra central nuclear española, previsiblemente en la central nuclear de Almaraz o en la central nuclear de Trillo en el año 2004.

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

En el año 2003, las centrales nucleares de Almaraz-Trillo y Cofrentes han aprobado sendos expedientes de regulación de empleo. 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 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 ha realizado por los titulares sendas 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 el CSN se ha iniciado la evaluación de los mismos, estando en marcha la elaboración de un plan de acción para la supervisión de cada uno de ellos a lo largo de 2004.

Personal de contrata

Recientemente en el CSN se ha creado 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.

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 2003 el sector eléctrico presentó al CSN una propuesta para implantar este tipo de sistemas en el resto de centrales nucleares (la central nuclear José Cabrera ya lo estaba desarrollando) en base a un modelo de gestión por procesos desarrollado por el *Nuclear Energy Institute* (NEI) de Estados Unidos. El CSN iniciará en 2004 la evaluación detallada de la propuesta del sector tanto en su contenido técnico como en sus plazos de implantación.

El resto de centrales nucleares españolas (la central nuclear José Cabrera ya lo estaba desarrollando) redactaron una guía sectorial sobre gestión de inversiones que fue aprobada por el CSN en abril de 2003. En base a la misma, cada titular confeccionará en 2004 los procedimientos de gestión de inversiones en cada central nuclear y comenzará a aplicar esta sistemática para los presupuestos de 2005. El CSN tiene previsto desarrollar un plan de actuación para la evaluación de estos procedimientos a lo largo de 2004 y para la supervisión de su implantación.

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. Asimismo, 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.

Consideraciones sobre las actuaciones en este ámbito

Sin embargo, para finalizar este apartado con una visión que pretende ser prudente, realista y que aporte una llamada de atención sobre la regulación de estos aspectos, se debe resaltar el hecho de la complejidad que significa la valoración de los temas organizativos. Temas como la dotación de recursos humanos, propios y contratados, o la motivación del personal, etc. son factores con un significativo impacto potencial en la seguridad nuclear de las instalaciones. Sin embargo, como se puede observar en este apartado, son temas novedosos en la regulación nuclear, de la misma forma que son novedosos en muchas otras industrias con altos requisitos de fiabilidad.

Las dotaciones de personal, el mantenimiento de las mismas, su motivación, etc., son obviamente temas clásicos en la teoría de las organizaciones, con múltiples escuelas de conocimiento y estrategias de actuación. Asimismo, es ingente en la actualidad la experiencia existente en estos temas tanto en empresas privadas como en organizaciones públicas. Sin embargo, la industria nuclear tiene una connotación de seguridad como primer objetivo, que hace que estas experiencias no sean extrapolables, al menos directamente, desde otras industrias.

Hasta hace pocos años, la estrategia de la mayor parte de los organismos reguladores en la industria nuclear era una estrategia básicamente prescriptiva, especialmente aplicada sobre el elemento *máquina* de las instalaciones. Es decir, existía una normativa con unos criterios de diseño, unas especificaciones de funcionamiento, etc., que definían la banda de maniobra dentro de la cual los titulares de las instalaciones debían diseñar y operar sus instalaciones. Esta situación básicamente se mantiene en lo que concierne a los aspectos puramente ingenieriles de la *máquina*.

Sin embargo, la situación no es equivalente para los elementos *organizativos*. Es prácticamente nula la normativa prescriptiva que regula los mismos. No porque esa haya sido la decisión inicial de los organismos reguladores, sino por la dificultad intrínseca de establecer prescripciones detalladas en estos aspectos e, incluso, por la posible sinrazón que ello conllevaría. En el caso de que el regulador estableciera los criterios organizativos de la empresa propietaria de la instalación, se estaría convirtiendo en el responsable directo de la seguridad, usurpando esa responsabilidad del explotador, al mismo tiempo que, posiblemente, como organización externa e independiente del titular de la central, carecería del conjunto de elementos de juicio necesarios para asumir plenamente esa responsabilidad.

Aproximaciones como la regulación basada en procesos, que trata de asegurar que los procesos esta-

blecidos por el titular para realizar sus análisis responden a los mejores criterios disponibles internacionalmente y son ejecutados por expertos en la materia, están teniendo cada vez más aceptación entre los reguladores europeos, mientras que la regulación basada en resultados está más arraigada en países como EEUU. No obstante, sucesos como el reciente de la central nuclear de Davis-Besse, o actuaciones del propio organismo regulador estadounidense no tan próximas a la regulación basada en resultados como es el caso de la acometida en las centrales de Salem y Hope Creek, parecen estar reabriendo un debate sobre la bondad de esta aproximación exclusiva de resultados, al menos en lo que concierne a aspectos organizativos.

Es esa aproximación a la evaluación de los procesos implantados por los titulares, tal y como aparece precisamente en el texto de la resolución de la Comisión de Economía y Hacienda del 17 de diciembre de 2003, 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. Las condiciones, instrucciones técnicas complementarias, propuestas y compromisos sobre sistemas integrados de gestión de la seguridad y sistemas de gestión de inversiones a implantar en las centrales nucleares abundan en esta línea de actuación.

Desde el CSN se están haciendo, asimismo, importantes esfuerzos por mantener actualizado el conocimiento de las mejores prácticas internacionales en estas materias, así como de dotar de más formación en estas disciplinas a sus evaluadores e inspectores que, de la misma forma que el personal de las centrales nucleares, han tenido históricamente una cualificación eminentemente técnica.

1.1.1.6.2. Refuerzo de las actividades de inspección

Con el objetivo de mejorar y reforzar la inspección y teniendo en cuenta la resolución 23^a 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 ejecución del *Programa base de inspección*, con objeto de que el mismo se ejecute al cien por cien. Este *Programa base de inspección*, constituye un conjunto mínimo de comprobaciones realizadas a través de inspecciones de control, a todas las instalaciones nucleares dentro de los períodos de tiempo establecidos. Las inspecciones del programa base están encaminadas a verificar las condiciones reales de operación de la instalación, para confirmar su adecuado funcionamiento o identificar posibles problemas de forma anticipada.

Las actividades de inspección correspondientes al *Programa base de inspección* se analizaron y continúa su análisis para comprobar si los resultados esperados de las mismas son aceptables. Con este propósito se analiza de forma sistemática, mediante reuniones monográficas, las inspecciones realizadas por personal de la dirección técnica de seguridad nuclear, DSN, para ver si el objetivo de las mismas, así como los criterios y procedimientos empleados se corresponden con la profundidad que deben tener y si tienen un alcance similar al empleado en EEUU por la Nuclear Regulatory Commission (NRC), dentro de su nuevo programa de supervisión del funcionamiento de las centrales nucleares americanas, informado por el riesgo (*Reactor Oversight Program*).

La inspección informada por el riesgo supone tener en consideración la importancia para el riesgo a la hora de planificar las inspecciones, realizarlas y valorar sus hallazgos, de forma que los recursos dedicados a las inspecciones, necesariamente limitados, puedan centrarse en los aspectos realmente

importantes, al tiempo que se establece un criterio cuantitativo objetivo para determinar la significación de los hallazgos, como es la medida del riesgo.

Por otra parte, dentro del CSN se inició la definición y ejecución de inspecciones multidisciplinares informadas por el riesgo, de modo que el alcance de las mismas se está centrando en aquellos sistemas de las instalaciones que, de acuerdo con la información extraída del análisis probabilista de seguridad de cada una de las instalaciones, se identifiquen como más importantes para la reducción del riesgo. Estas inspecciones se ejecutan mediante uno o más equipos de inspección constituidos por expertos, en las diferentes materias técnicas que deben ser analizadas, dentro de cada sistema inspeccionado, para verificar que el mismo cumple correctamente sus funciones. Además, durante el año 2003 se han realizado inspecciones no anunciadas, las cuales se enumeran en los apartados posteriores dedicados a las centrales nucleares.

Como resultado de ello, en el año 2003 se pusieron en marcha una serie de actuaciones encaminadas a implantar la inspección informada por el riesgo, que consisten fundamentalmente en el desarrollo de las herramientas necesarias, la formación de los inspectores en los conceptos de esta metodología y su aplicación gradual en las inspecciones que se realicen en lo sucesivo. Dichas actuaciones responden a un plan para la implantación paulatina de la inspección informada por el riesgo que, en su fase inicial, será aplicada con un alcance parcial a determinadas inspecciones de seguridad nuclear a las centrales nucleares y, en fases futuras, se irá extendiendo su alcance y uso a otras inspecciones de esa misma disciplina.

La fase inicial de implantación de la inspección informada por el riesgo se efectuará en un período de dos años, que efectivamente comenzó en el tercer trimestre del año 2003 con la contratación de una empresa de ingeniería que está desarrollando las actuaciones previstas, de forma que en dicho

trimestre ya se comenzó a aplicar esta metodología en la inspección relativa al diseño y capacidad de funcionamiento de sistemas de seguridad en una de las centrales nucleares españolas, la central nuclear de Almaraz. En el último trimestre de 2003, teniendo en cuenta las enseñanzas que se derivaron de esa primera utilización, se abordó la preparación de otra inspección del mismo tipo de la central nuclear Santa María de Garoña, a realizar a comienzo del 2004, año en el que se perfeccionará y extenderá su uso al resto de centrales y a otro tipo de inspecciones.

La experiencia en la realización de inspecciones multidisciplinarias se ha revelado muy adecuada si bien quedan bastantes aspectos que deben pulirse todavía para optimizar los recursos dedicados a las mismas y aprovechar al máximo las sinergias que se producen en este tipo de inspecciones.

La inspección informada por el riesgo es una de las aplicaciones de los análisis probabilistas de seguridad, análisis que tienen por objeto la determinación cuantitativa del riesgo y que el CSN ha promovido y requerido a lo largo de las dos últimas décadas a las centrales nucleares, por lo que puede considerarse que su estado de desarrollo en España ha alcanzado ya la madurez. Sin embargo, el grado de utilización y conocimientos de los análisis probabilistas de seguridad, que constituyen la base para la inspección informada por el riesgo y otras aplicaciones, ha estado tradicionalmente circunscrito a un grupo reducido de especialistas, por lo que no eran sistemáticamente utilizados por los inspectores. Por ello, entre las actuaciones previstas y como complemento a los seminarios que ya se están impartiendo sobre la inspección informada por el riesgo, se contempla la realización de cursos de formación genéricos de análisis probabilistas de seguridad para los inspectores durante el año 2004 y 2005, al margen de otro tipo de medidas encaminadas a difundir el uso de la información proporcionada por los análisis probabilistas de seguridad, como es la

implantación de un sistema de información sobre los análisis probabilistas de seguridad españoles en la red informática interna del CSN, ya parcialmente operativo, que ha sido otra actuación realizada en los años 2002, 2003 y aún en curso.

Dentro de los objetivos de reforzar la inspección de todas las instalaciones nucleares, en particular de las centrales nucleares, se puede citar que durante el año 2003 se incrementaron las actividades de inspección.

Durante el año 2001, en el CSN se dedicaron aproximadamente 36.600 horas a la inspección de las instalaciones nucleares, en el año 2002 este número ascendió a 44.518 horas y en el año 2003 ascendió a 56.084 horas. El número actual de todo tipo de inspecciones realizadas en el año 2002 fue de 273 y en el año 2003 fue de 283.

Con respecto a las centrales nucleares, los esfuerzos dedicados a inspección de centrales nucleares por los inspectores de las oficinas centrales supusieron un incremento de un 25% respecto al año 2002 y prácticamente un 100% respecto al año 2001, lo que acerca la función inspectora al papel que debe tener para que el CSN cumpla satisfactoriamente las misiones que tiene encomendadas.

Como valoración global del desarrollo del programa de inspección, se puede decir que la ejecución del *Programa base de inspección* fue del cien por cien y cumplió satisfactoriamente los objetivos previstos para el año 2003, además se mejoraron claramente los resultados obtenidos en los años anteriores y en lo que se refiere al aspecto cuantitativo del mismo se considera muy satisfactorio. Manteniendo este nivel cuantitativo, se están mejorando los aspectos cualitativos de las inspecciones (objetivos, alcances y aspectos a comprobar en las inspecciones), el tratamiento de las desviaciones encontradas en las mismas, la valoración de su importancia y las acciones correctoras más adecuadas en cada caso.

1.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento

El segundo período del programa ESFUC (Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales) ha transcurrido desde el 1 de enero de 2001 hasta el 30 de junio de 2002, ambos inclusive. Durante este período de 18 meses se elaboraron por los diferentes inspectores, que realizaron actividades de inspección en las centrales, un total de 165 informes de valoración parcial de acuerdo con los resultados obtenidos en las mismas. Estos informes están encuadrados en las diferentes áreas funcionales que se consideran en el programa: operación; controles radiológicos; mantenimiento y vigilancias; ingeniería y apoyo técnicos; y preparación para emergencias, incendios y sabotajes.

Asimismo, los inspectores residentes elaboraron sus informes de valoración sobre el comportamiento de las centrales nucleares en las que están asignados, centrandos los mismos en los aspectos de la operación de las plantas.

Durante el año 2003 se realizaron los informes globales preliminares de todas las centrales, se remitieron a los titulares para comentarios y teniendo en cuenta los mismos se editaron los informes finales de valoración del funcionamiento de las centrales.

Hay que recordar que el principal objetivo del programa ESFUC es dar una orientación lo más objetiva y sistemática posible al CSN sobre aquellas áreas de cada central en las que se necesita focalizar mayores esfuerzos de inspección.

El programa ESFUC fue una adaptación a la situación española del programa de supervisión denominado SALP (*Systematic Assessment of Licensee Performance*), que utilizaba el organismo regulador de los EEUU hasta el año 1999. Ese año la NRC decidió suspender el programa SALP y diseñar un nuevo modelo de supervisión del funcionamiento de las centrales americanas que fuera informado en el riesgo y basado en los resultados.

El nuevo modelo de supervisión, denominado ROP (*Reactor Oversight Process*) se puso en marcha con un período piloto para 13 centrales americanas y se adoptó para todas ellas a partir de mayo del año 2000. Las características del modelo de supervisión actual según la visión de la NRC son:

- Concentrar las inspecciones en las áreas con mayor riesgo potencial de la instalación según los análisis probabilista de seguridad (APS).
- Usar medidas objetivas del funcionamiento de las centrales a través de unos indicadores de funcionamiento.
- Combinar las informaciones procedentes de las inspecciones y de los indicadores para valorar el funcionamiento de las centrales.
- Proveer al público y a la industria nuclear de evaluaciones rápidas y entendibles sobre el funcionamiento de las centrales (con el nuevo sistema las valoraciones se hacen cada tres meses en lugar de los 18 meses del SALP).
- Responder a las desviaciones o incumplimientos encontrados en las inspecciones o en los datos de los indicadores de una manera predecible para los titulares y proporcional al riesgo.
- Eliminar o al menos disminuir al máximo la subjetividad que iba asociada intrínsecamente al SALP.
- Reducir la carga reguladora innecesaria a las centrales.

La información de las valoraciones obtenidas por cada central están permanentemente accesibles para el público en la página web de la NRC y se actualiza la información cada tres meses con las nuevas valoraciones.

En el año 2004 el CSN abordará la decisión sobre la continuación con el programa ESFUC o realizar una adaptación a la situación española del actual modelo de supervisión que se desarrolla en los EEUU.

1.1.1.8. 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 doctrina 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 un 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 doctrina 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.

- 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 metodología 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 metodología 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 aquellas 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 entre el 80 y el 90% de la dosis colectiva anual de las plantas, valores similares a los del resto de países, así en Europa el porcentaje para reactores PWR en 2002 fue del 84% y para BWR del 83% (fuente ISOE). 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 1.3 se presenta, para las centrales en las que ha tenido lugar parada de recarga, la comparación entre la dosis colectiva de recarga del año 2003 con la dosis colectiva media de recarga en el período 1991-2000. Estos datos dosimétricos de recarga están obtenidos a partir de la dosimetría de lectura directa (dosimetría operacional).

Dosimetría personal

En el apartado 6.1 del capítulo 6 de este informe se describen los sistemas seguidos en España para efectuar el control dosimétrico de los trabajadores profesionalmente expuestos del país.

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2003 para el conjunto de las

Tabla 1.3. Dosis colectivas por recarga

Centrales nucleares	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽¹⁾	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽²⁾	% dosis colectiva ⁽³⁾
José Cabrera	1.644	455	28
Asco I	1.974	378	19
Almaraz I	2.065	366	18
Cofrentes	2.582	2.831	110
Vandellós II	1.119	515	46
Trillo	460	230	50
Almaraz II	1.803	302	17
Santa María de Garoña	3.322	949	29

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

(2) Recarga del año 2003.

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

centrales nucleares cabe destacar que fueron 7.302 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 7.334 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,94 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 3,88% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (6.418 mSv.persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 5.264 trabajadores y una dosis individual media de 2,09 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 917 mSv.persona, con un total de 2.094 trabajadores y una dosis individual media de 1,26 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 1.4, 1.5, 1.6 y 1.7 se presenta información desglosada de la distribución de la dosis individual media y colectiva entre las distintas centrales nucleares del país, así como para el conjunto de los trabajadores de este sector⁽¹⁾.

En las figuras 1.2 a 1.8 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 nucleoelectrico español, en las figuras 1.9.a y 1.9.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⁽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 2003, consolidándose la tendencia registrada en años anteriores. Hay que indicar que en el año 2003 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad I, Almaraz unidades I y II, Trillo, José Cabrera y Vandellós II.
- 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 2003 se efectuaron paradas de recargas en las dos centrales de esta tecnología (Cofrentes y Santa María de Garoña) lo que ha motivado que las dosis colectivas se hayan incrementado con respecto a años anteriores.

Las dosis ocupacionales durante la recarga de la central nuclear de Cofrentes han sufrido un aumento con respecto a anteriores ciclos como consecuencia de un significativo incremento de los niveles de radiación en el pozo seco, lo que ha afectado negativamente a todos los trabajos realizados en torno a dicha zona. EL CSN ha requerido a la central la realización de un análisis causa-raíz para, a partir de ahí, estudiar las medidas preventivas y correctoras a considerar en los próximos ciclos.

1. 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 1.6 y 1.7 no coincide con los obtenidos como suma de las tablas 1.4 y 1.5.

2. Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE - *Information System on Occupational Exposure*) abarcan hasta el año 2001.

Tabla 1.4. 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	132	127	1,38
Santa M ^a de Garoña	303	149	1,00
Almaraz	457	64	0,53
Ascó	372	20	0,33
Cofrentes	408	504	2,59
Vandellós II	262	27	0,44
Trillo	232	25	0,49

Tabla 1.5. 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	426	525	2,01
Santa M ^a de Garoña	1.199	1.091	1,46
Almaraz	1.319	753	1,06
Ascó	1.146	687	1,30
Cofrentes	1.249	2.581	2,80
Vandellós II	968	557	1,11
Trillo	780	224	0,66

Tabla 1.6. 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	557	652	1,85
Santa M ^a de Garoña	1.502	1.239	1,38
Almaraz	1.775	817	0,98
Ascó	1.515	708	1,20
Cofrentes	1.655	3.085	2,76
Vandellós II	1.229	584	1,03
Trillo	1.012	249	0,64

Tabla 1.7. 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	2.094	917	1,26
Personal de contrata	5.264	6.418	2,09
Global	7.302	7.334	1,94

Figura 1.2. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear José Cabrera

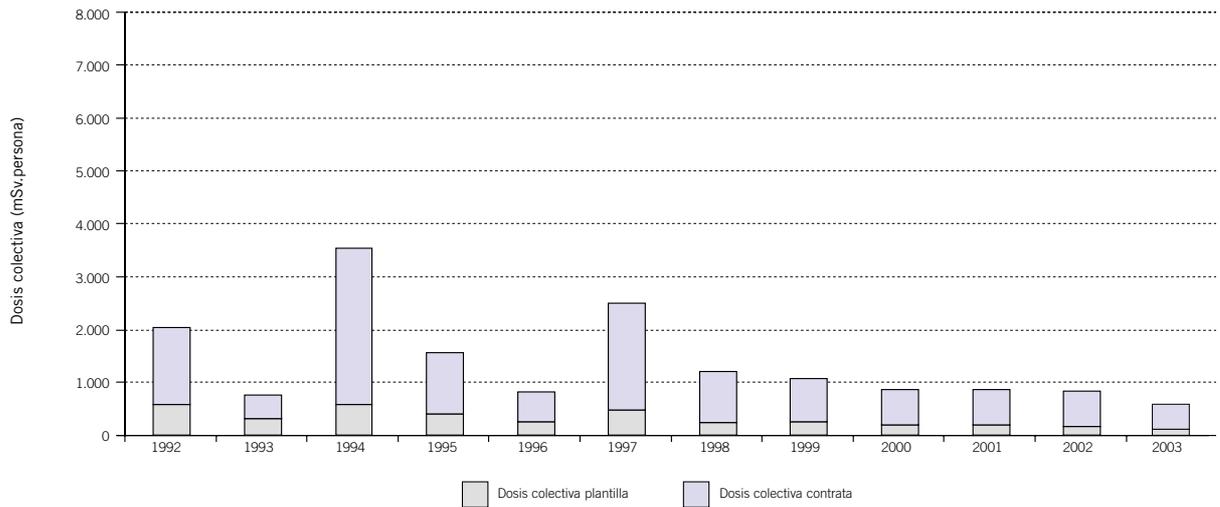


Figura 1.3. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Santa María de Garoña

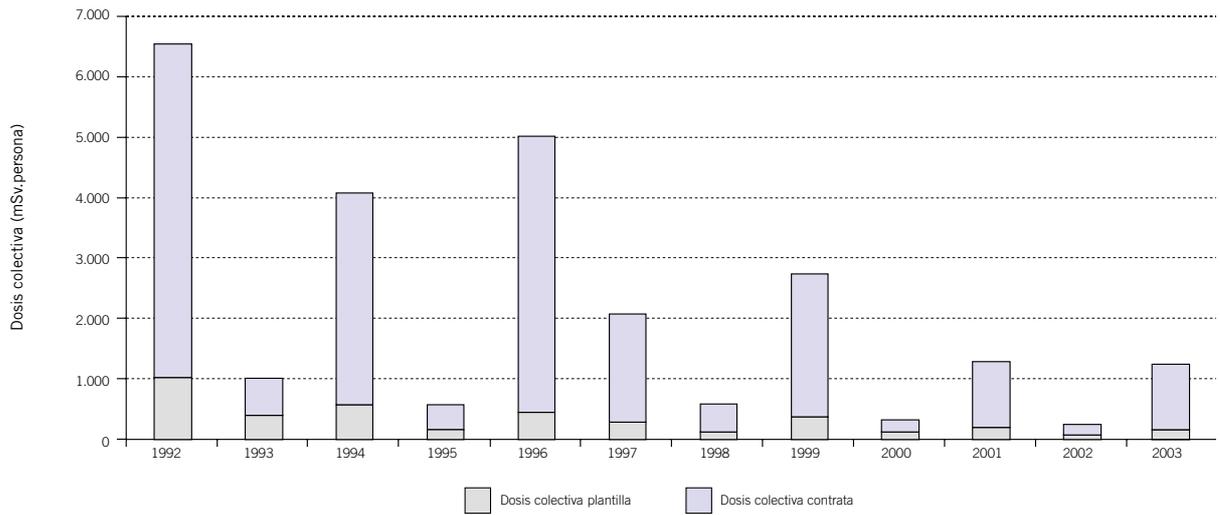


Figura 1.4. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Almaraz

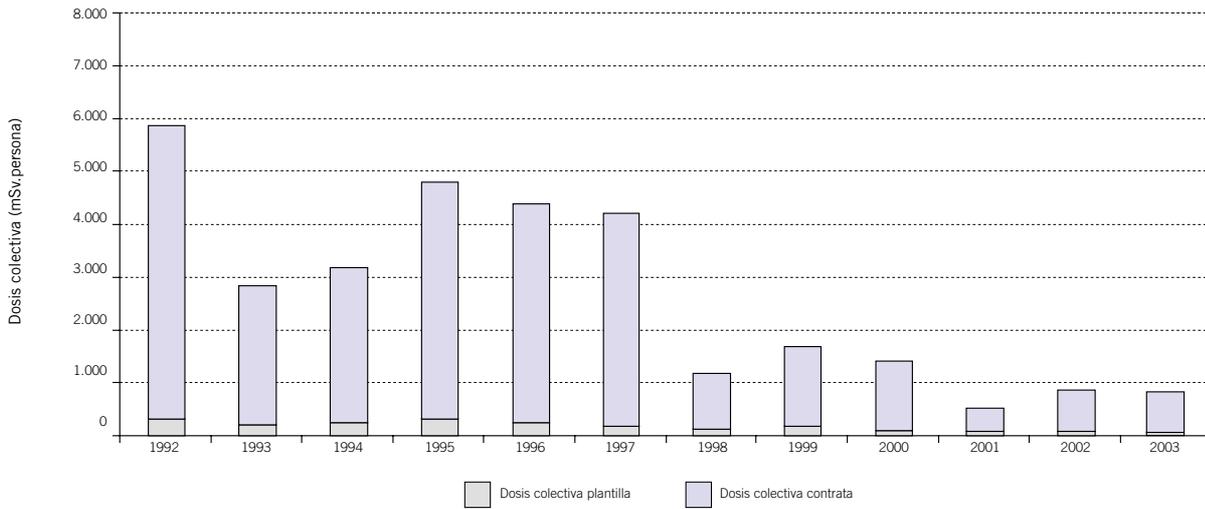


Figura 1.5. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Ascó

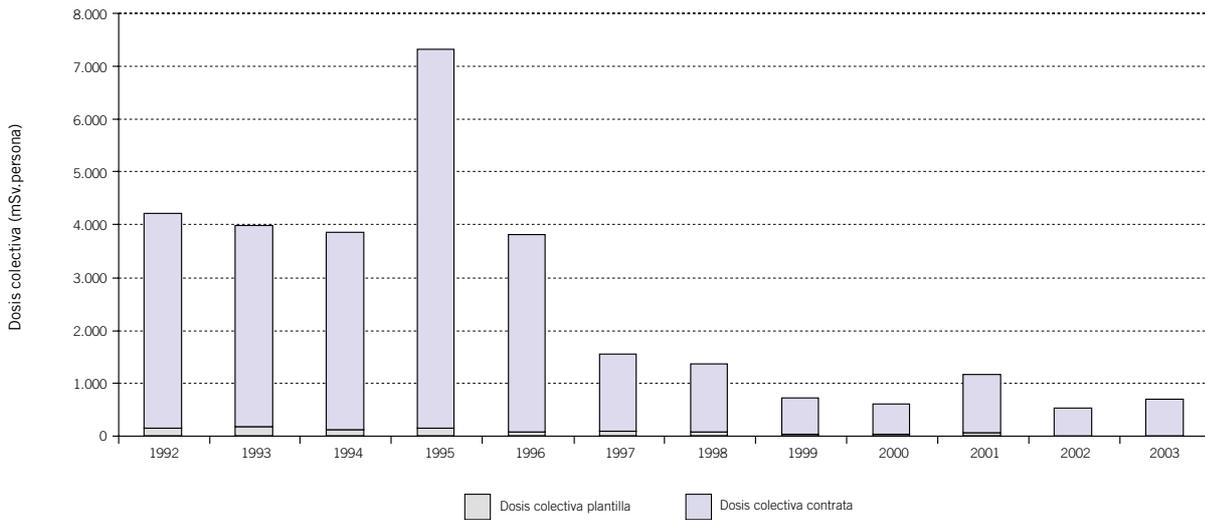


Figura 1.6. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Cofrentes

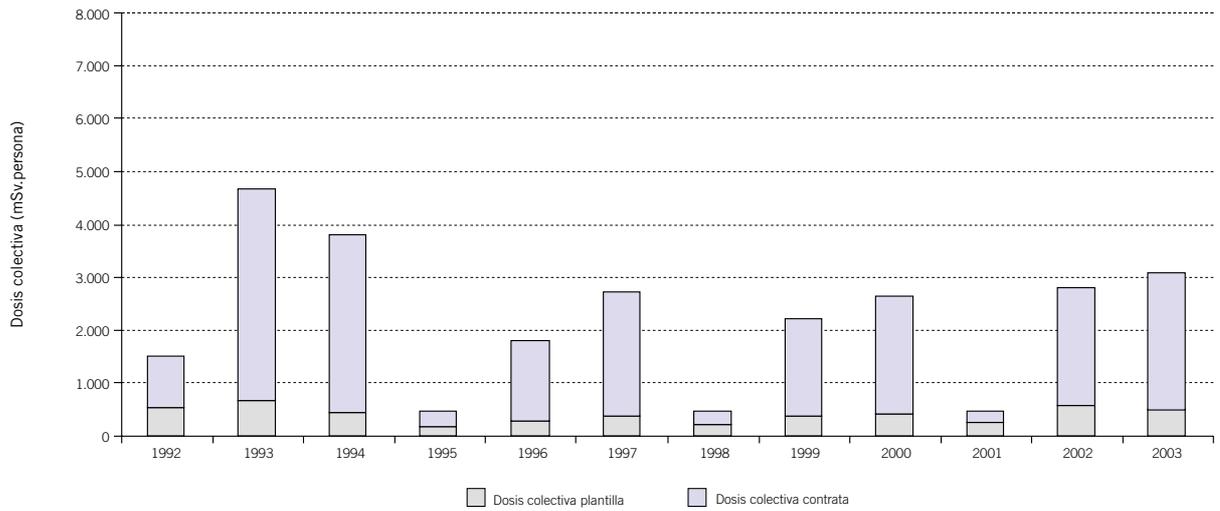


Figura 1.7. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Vandellós II

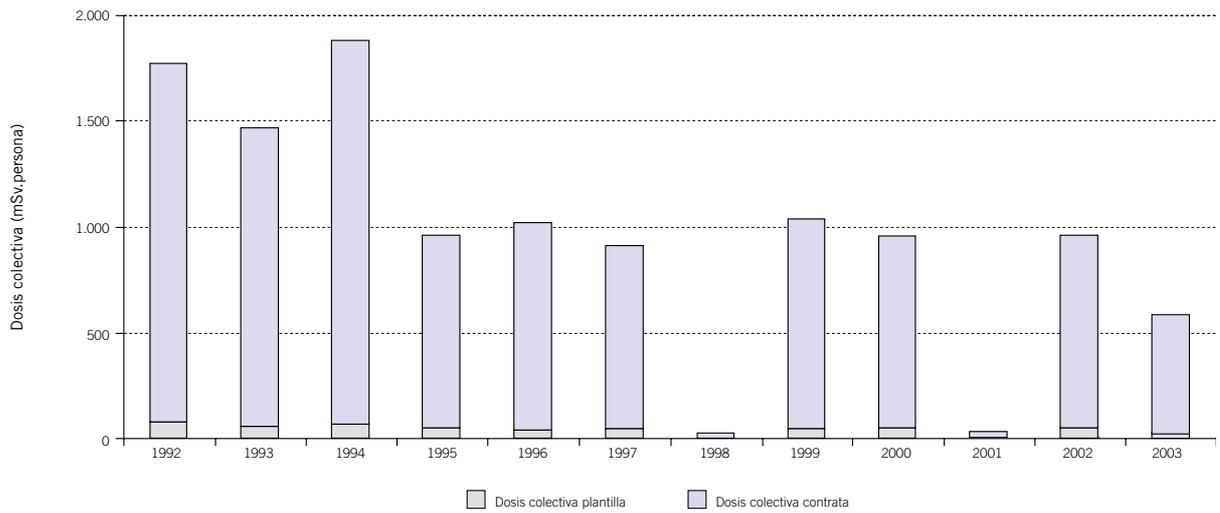


Figura 1.8. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Trillo

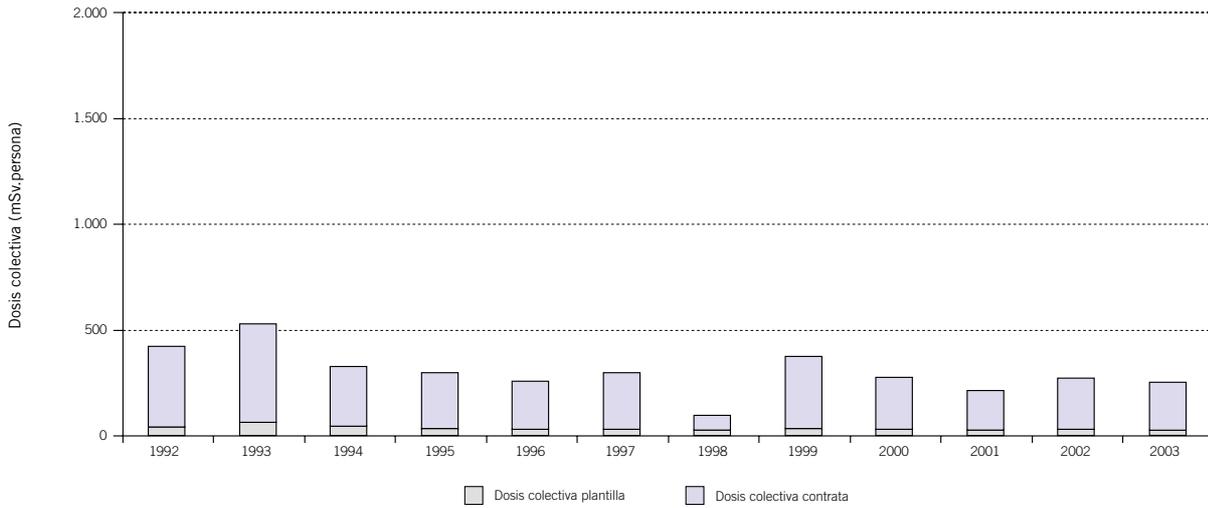
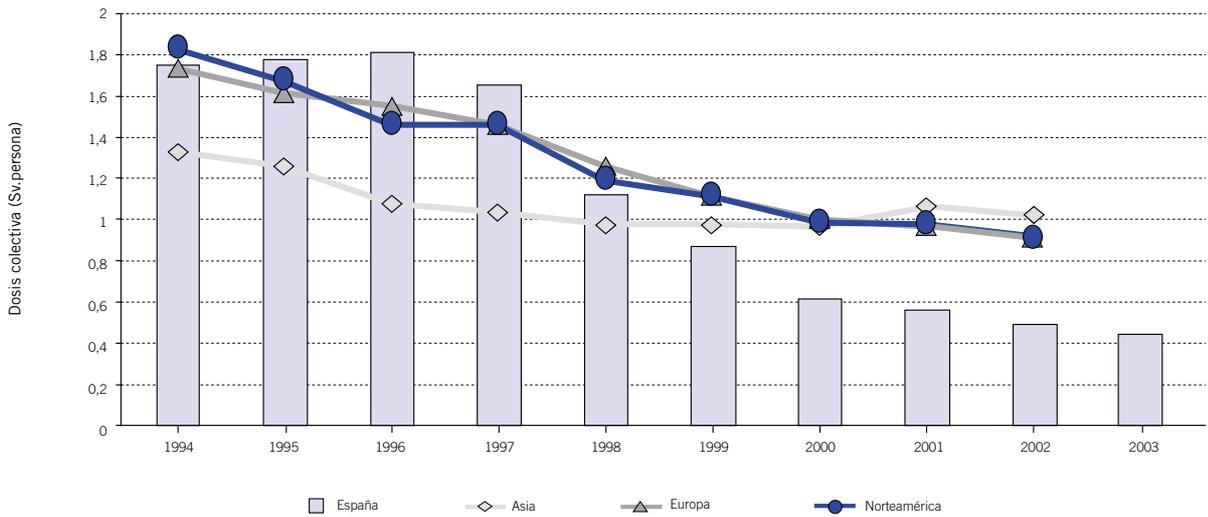
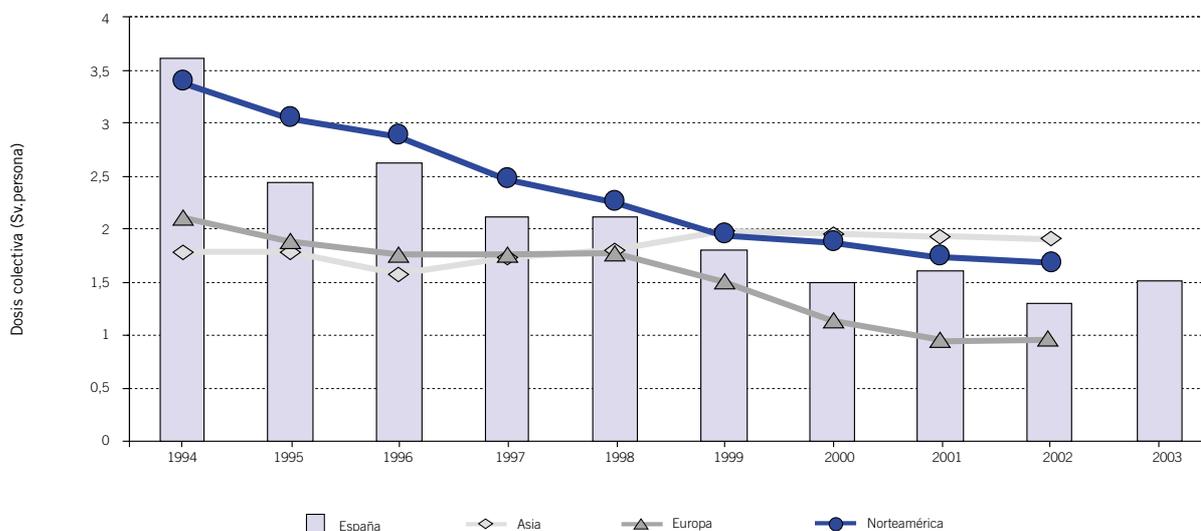


Figura 1.9a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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

Figura 1.9b. 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.

Considerando las dosis medias colectivas trianuales por reactor y año (figura 1.9.b) se observa que se mantiene estable la tendencia que se venía observando en los últimos años, con unas dosis comparables a las registradas en otros países.

1.1.1.9. Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica del medio ambiente

En el apartado 6.2.1 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 Tago 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; de acuerdo con estos criterios, se ha efectuado la estimación de la dosis efectiva correspondiente a los años 2002 y 2003, que está siendo objeto de evaluación en detalle.

Tabla 1.8. Actividad de los efluentes radiactivos (Bq)

Centrales PWR						
Central nuclear	José Cabrera	Almaraz I - II	Ascó I	Ascó II	Vandellós II	Trillo
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	4,72 10 ⁷	4,17 10 ⁹	5,78 10 ⁹	2,43 10 ⁹	2,55 10 ¹⁰	7,67 10 ⁸
Tritio	9,53 10 ¹²	4,51 10 ¹³	9,38 10 ¹²	3,72 10 ¹³	3,23 10 ¹³	1,76 10 ¹³
Gases disueltos	LID	LID	1,08 10 ⁹	2,13 10 ⁸	5,31 10 ⁸	(1)
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	9,35 10 ¹²	3,04 10 ¹¹	8,21 10 ¹²	2,91 10 ¹¹	1,78 10 ¹²	3,45 10 ¹¹
Halógenos	1,55 10 ⁵	2,31 10 ⁴	2,73 10 ⁶	LID	4,81 10 ⁸	1,63 10 ⁶
Partículas	2,15 10 ⁴	3,40 10 ⁶	5,15 10 ⁶	1,94 10 ⁶	6,85 10 ⁷	1,82 10 ⁵
Tritio	4,25 10 ¹⁰	3,32 10 ¹²	6,16 10 ¹¹	1,40 10 ¹²	1,98 10 ¹¹	6,75 10 ¹¹
Centrales BWR						
Central nuclear	Santa María de Garoña		Cofrentes			
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	8,36 10 ⁸		1,80 10 ⁸			
Tritio	3,81 10 ¹¹		1,02 10 ¹²			
Gases disueltos	LID		4,90 10 ⁸			
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	LID		1,41 10 ¹³			
Halógenos	6,26 10 ⁷		6,72 10 ⁹			
Partículas	1,55 10 ⁷		5,09 10 ⁷			
Tritio	4,00 10 ¹¹		2,00 10 ¹²			

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

En la tabla 1.8 se presentan los datos de los vertidos radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por las distintas centrales nucleares durante el año 2003, mientras que en las figuras 1.10 a 1.25 se presenta su evolución desde el año 1993. Los valores reseñados como vertidos 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 2003 el desarrollo de su programa sistemático de inspección y auditoría a cada instalación.

En relación con los vertidos 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.

Figura 1.10. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

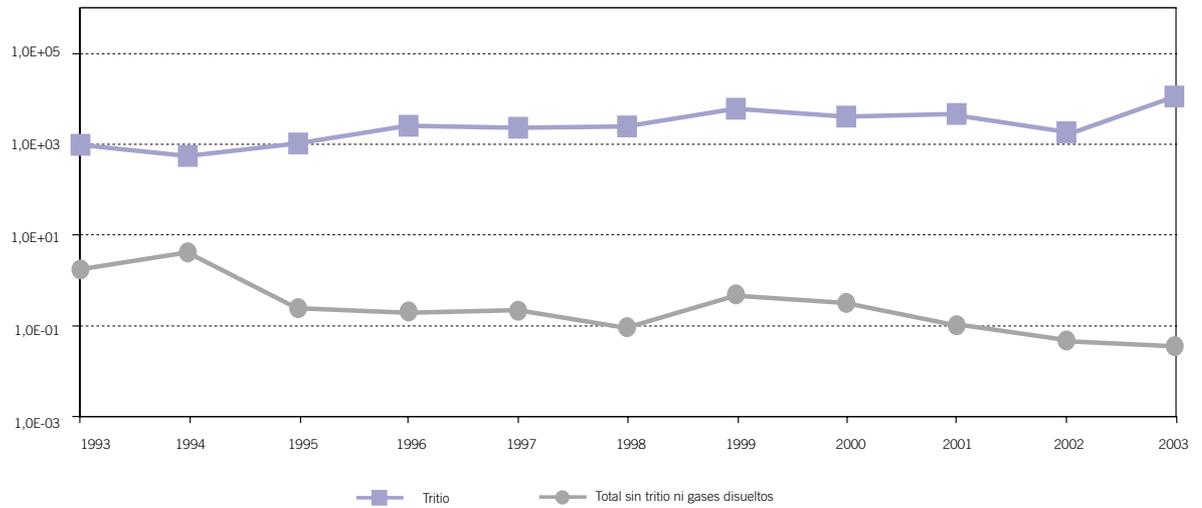


Figura 1.11. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

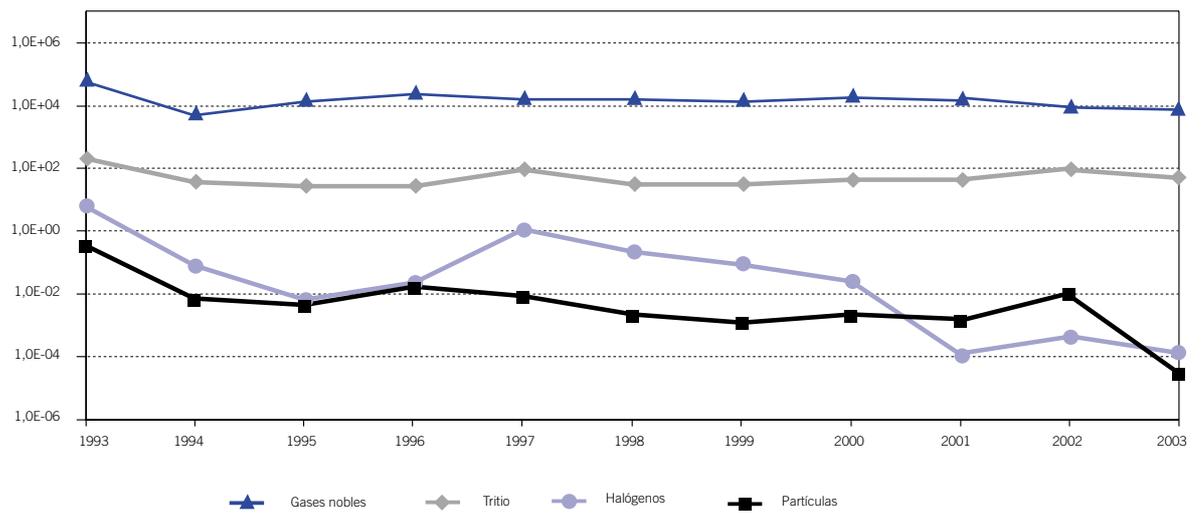


Figura 1.12. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

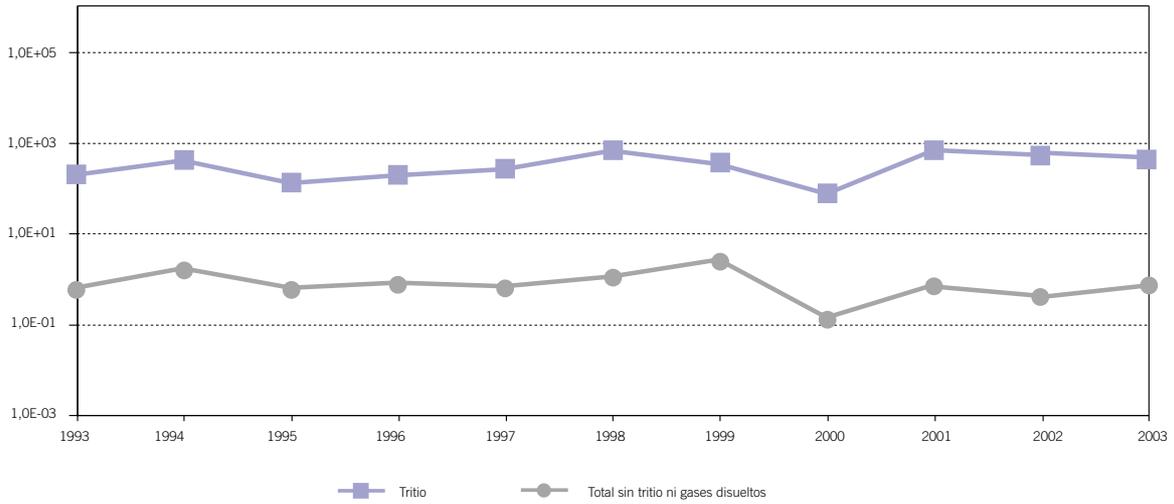


Figura 1.13. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

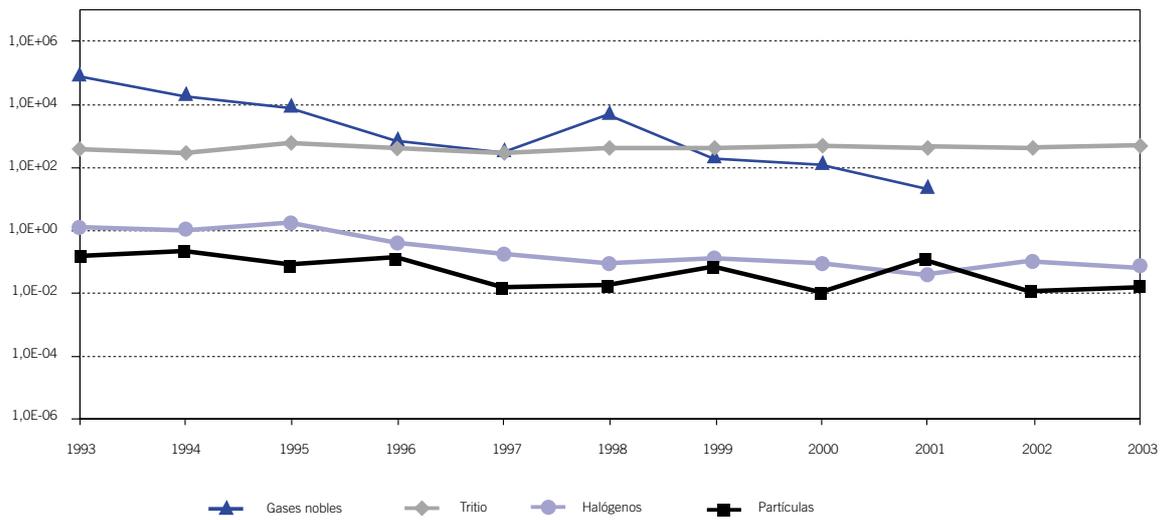


Figura 1.14. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

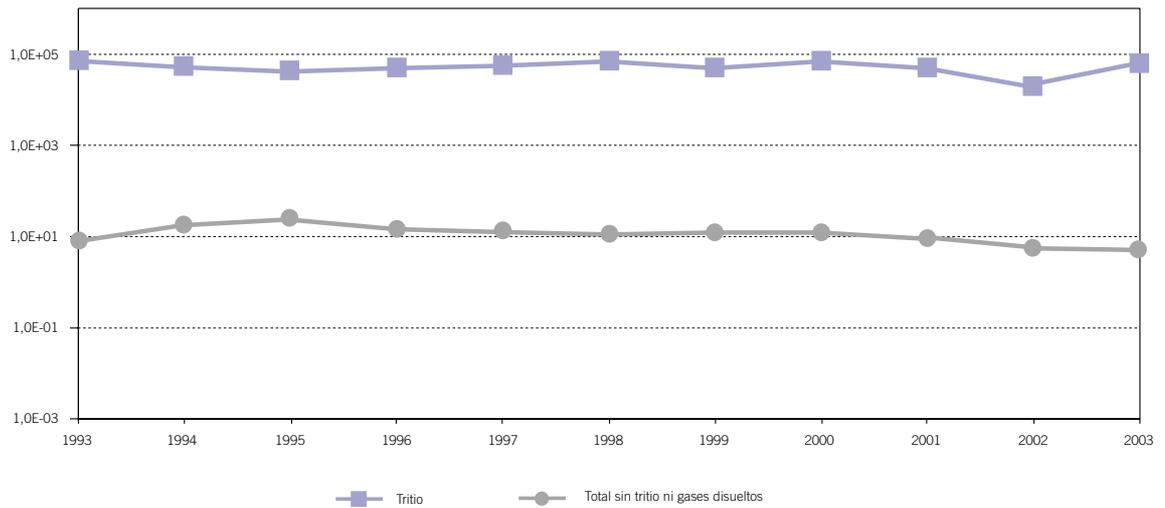


Figura 1.15. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

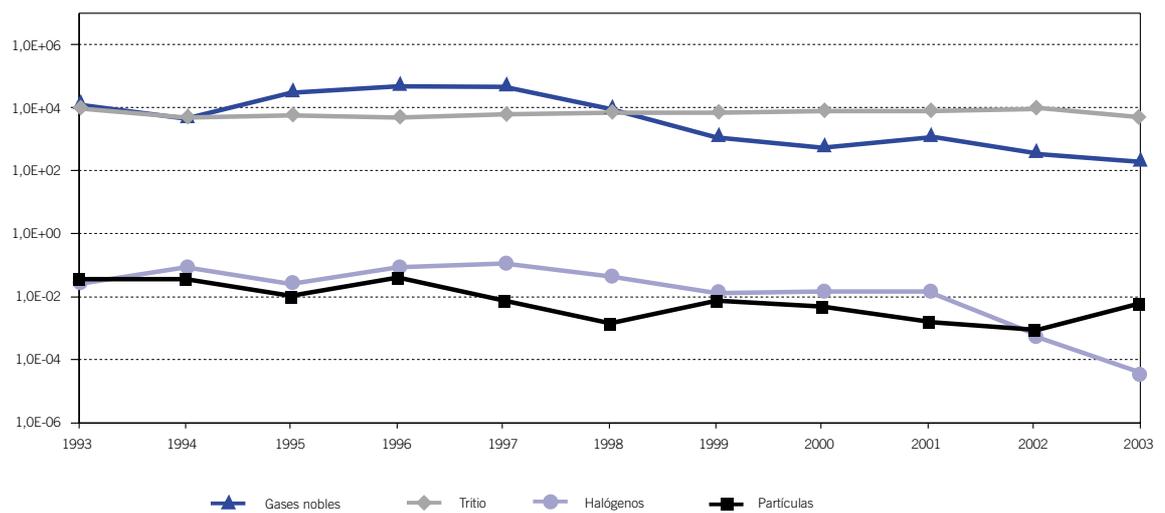


Figura 1.16. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

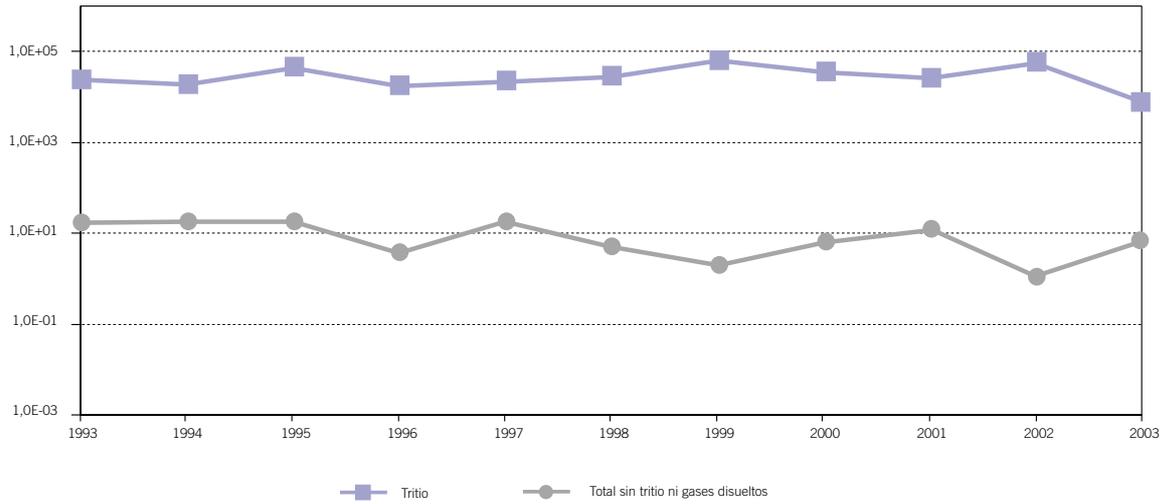


Figura 1.17. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

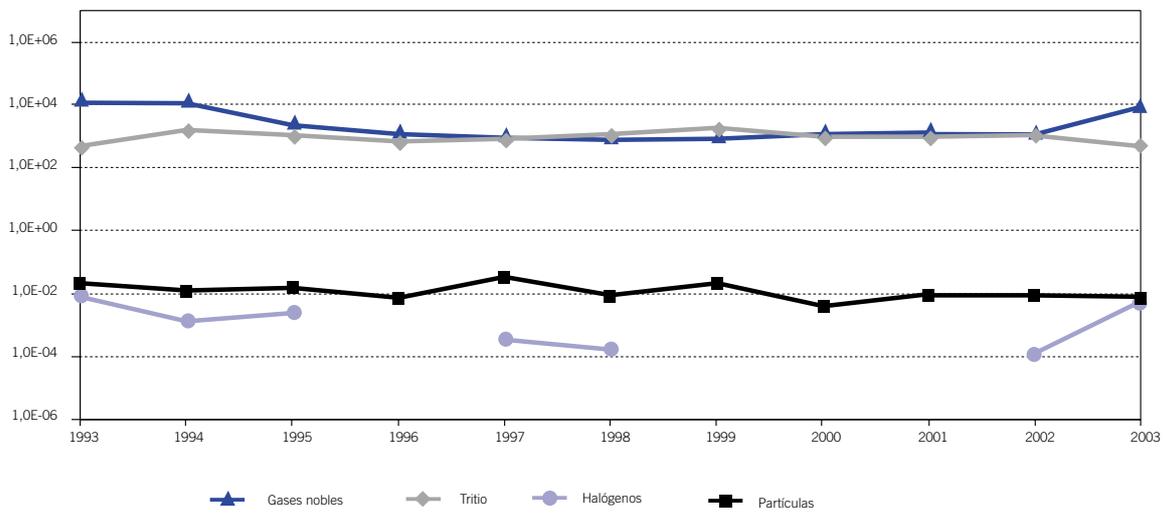


Figura 1.18. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

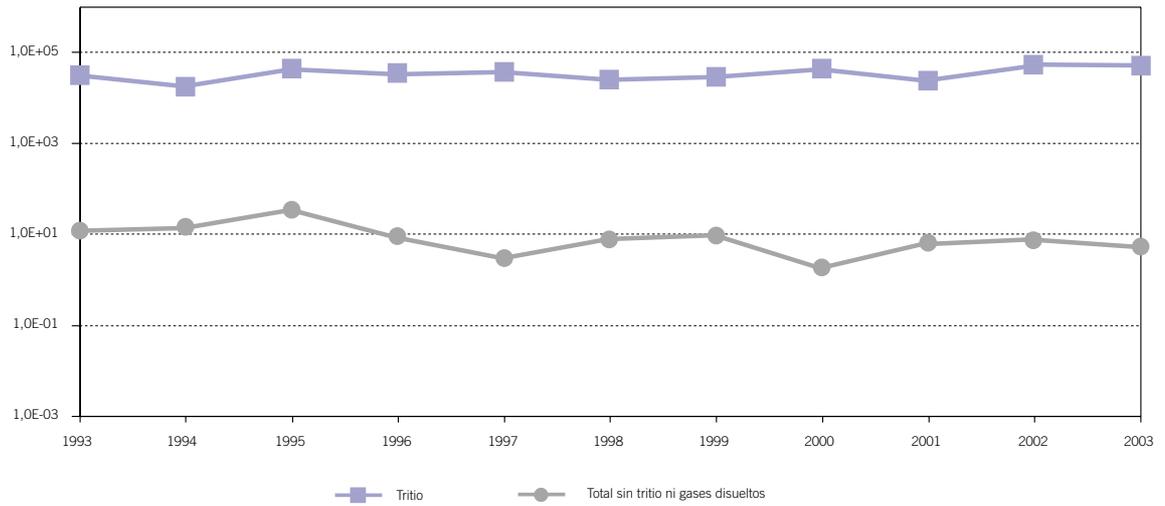


Figura 1.19. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

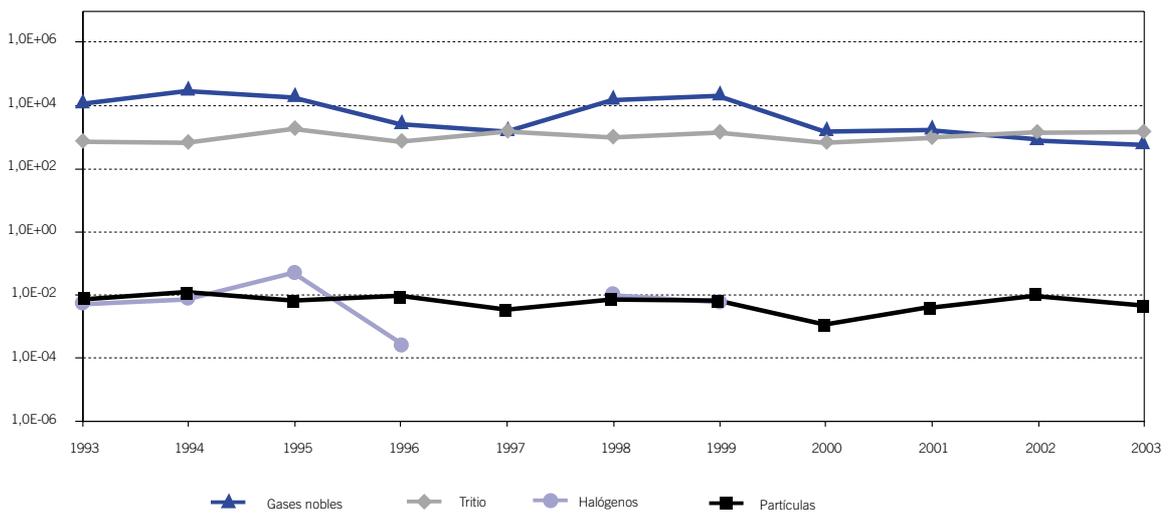


Figura 1.20. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

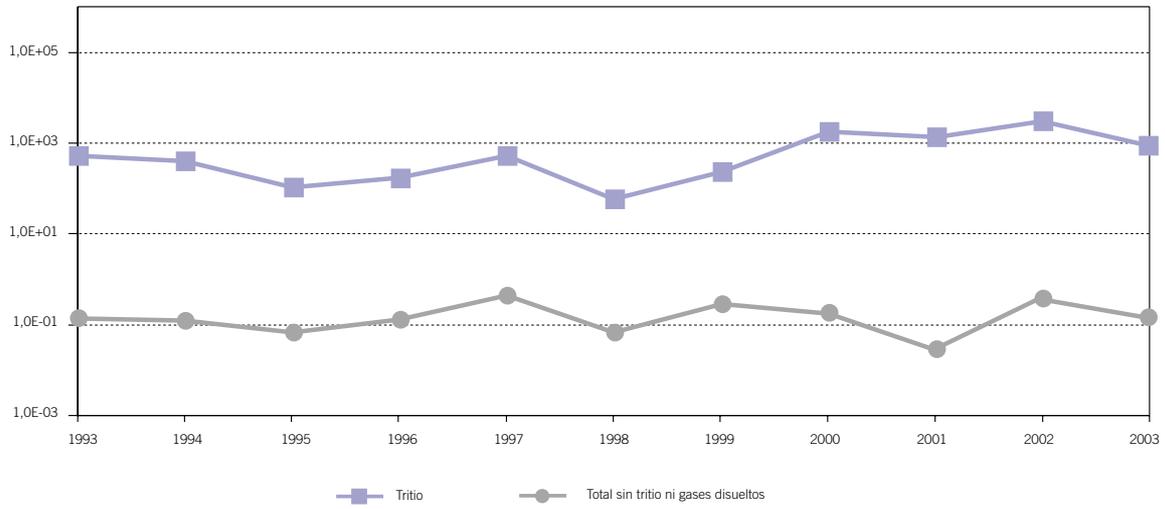


Figura 1.21. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

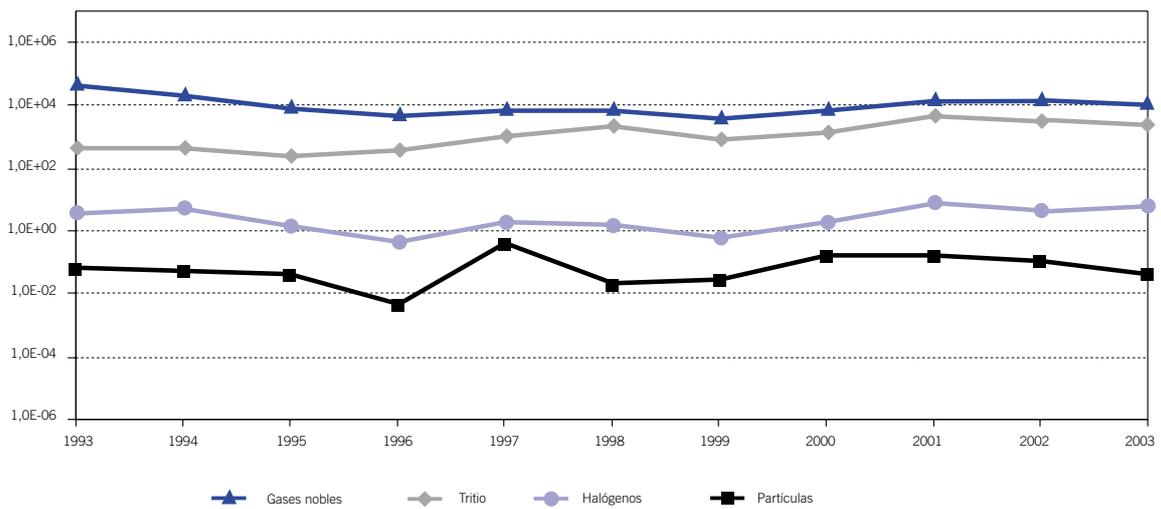


Figura 1.22. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

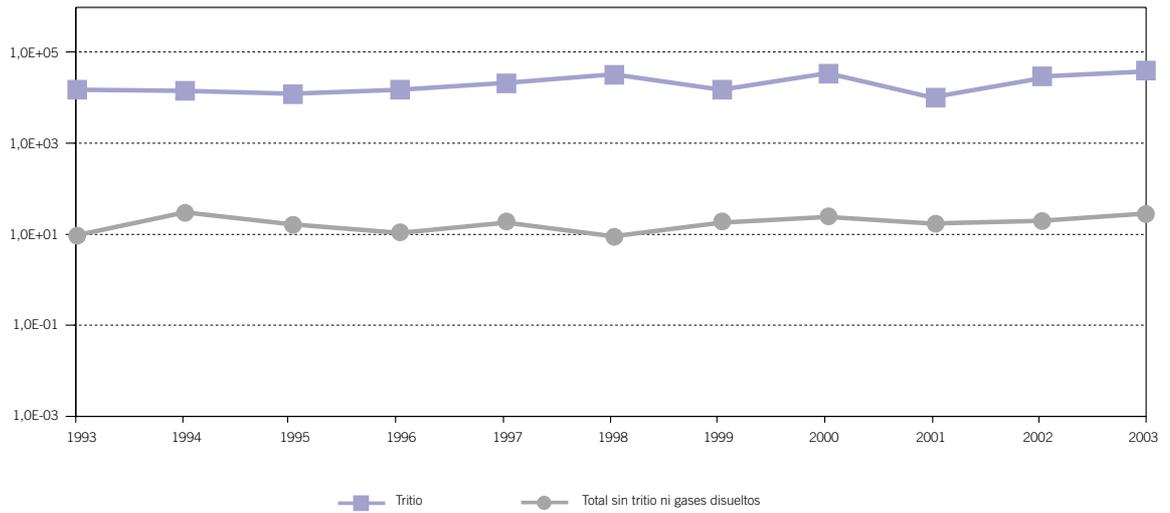


Figura 1.23. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

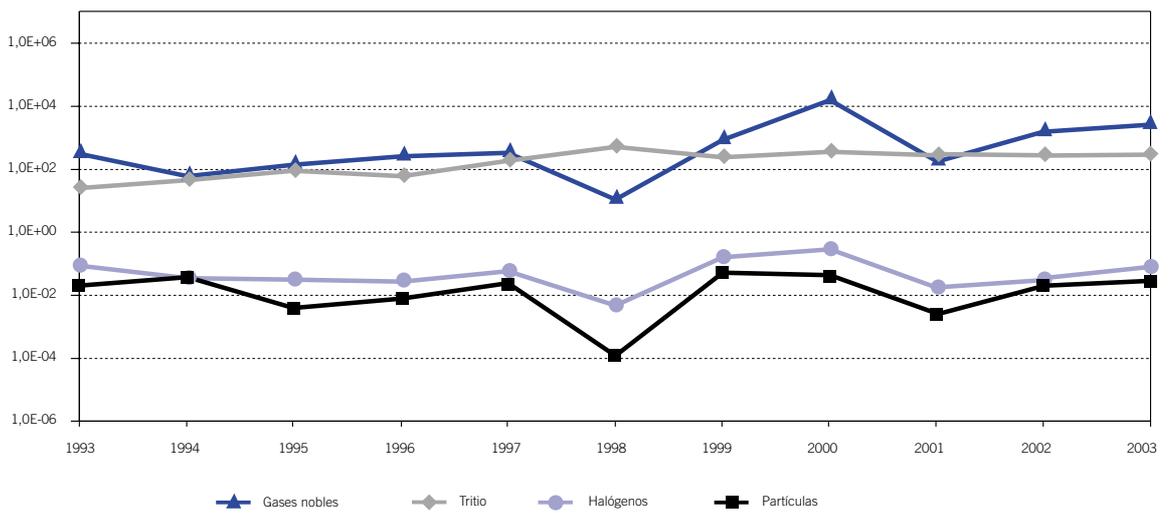


Figura 1.24. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

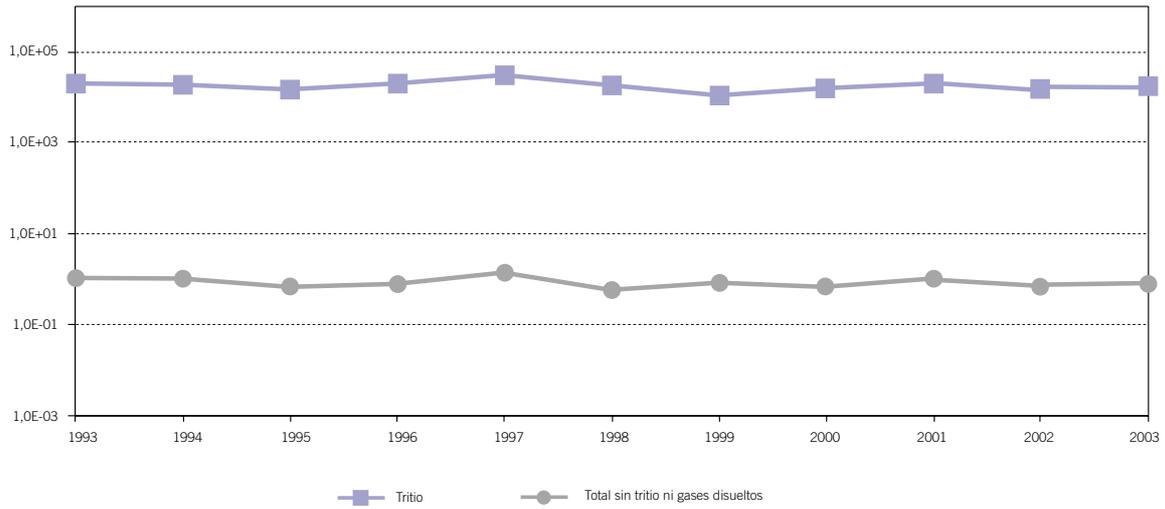
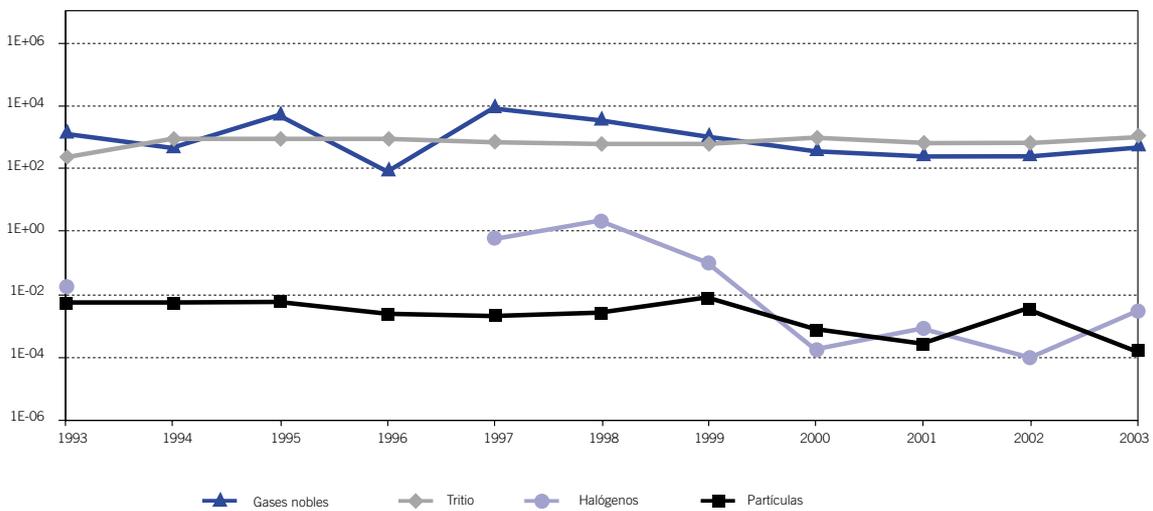


Figura 1.25. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



En el presente informe se ha suprimido 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 para los años 2002 y 2003.

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% del límite de 100 microSievert autorizado para los efluentes radiactivos.

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 EEUU, 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: reactores de agua a presión (PWR) o reactores de agua en ebullición (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 1.8 y de las gráficas 1.10 a 1.25, 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.

En lo que se refiere al entorno internacional, de la tabla 1.9 y de las figuras 1.26 a 1.37 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 1.9. Actividad normalizada de los efluentes radiactivos (GBq/GWh)*

Componentes	Efluentes gaseosos					
	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	9,64 10 ⁰	2,20 10 ¹	4,89 10 ⁰	7,36 10 ¹	1,45 10 ¹	1,26 10 ²
I-131	2,23 10 ⁻⁵	6,21 10 ⁻⁵	2,52 10 ⁻⁵	2,75 10 ⁻⁴	9,43 10 ⁻⁵	4,99 10 ⁻⁴
Partículas	2,64 10 ⁻⁵	7,07 10 ⁻⁵	4,22 10 ⁻⁵	6,19 10 ⁻²	3,72 10 ⁻⁴	1,32 10 ⁻³
Tritio	1,86 10 ⁻¹	1,27 10 ⁻¹	2,79 10 ⁻²	3,21 10 ⁻²	4,62 10 ⁻¹	2,80 10 ⁻¹

Componentes	Efluentes líquidos					
	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Total salvo tritio	3,89 10 ⁻³	5,35 10 ⁻⁴	3,97 10 ⁻³	4,96 10 ⁻³	7,99 10 ⁻³	7,08 10 ⁻³
Tritio	3,17 10 ⁰	7,96 10 ⁻²	3,23 10 ⁰	2,50 10 ⁻¹	3,02 10 ⁰	1,09 10 ⁻¹

(*) Valores medios: España: 1981-2003; UE: 1981-1997; EEUU: 1981-1997.

Figura 1.26. Efluentes líquidos de centrales PWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

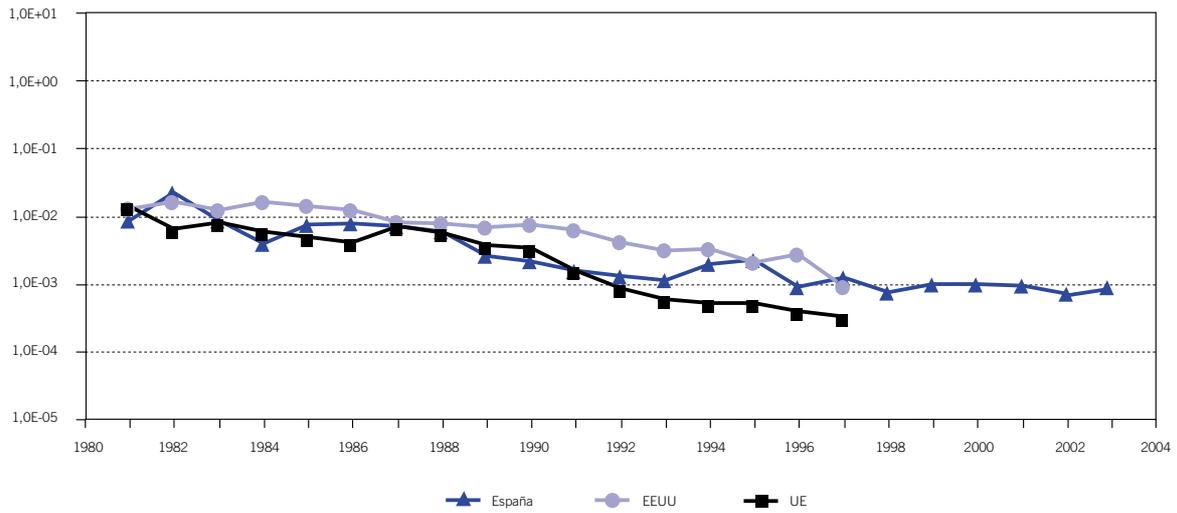


Figura 1.27. Efluentes líquidos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

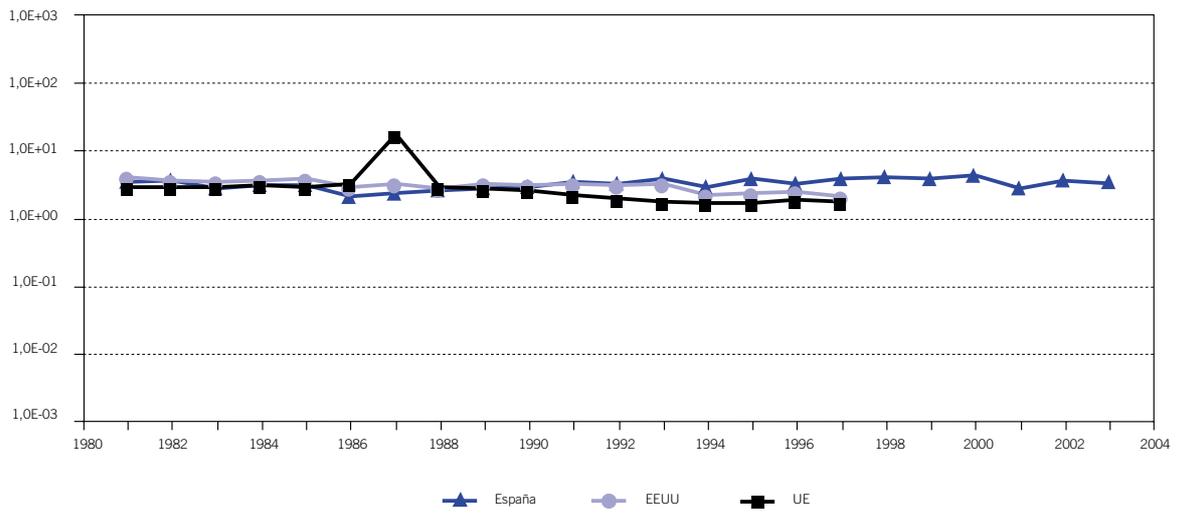


Figura 1.28. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

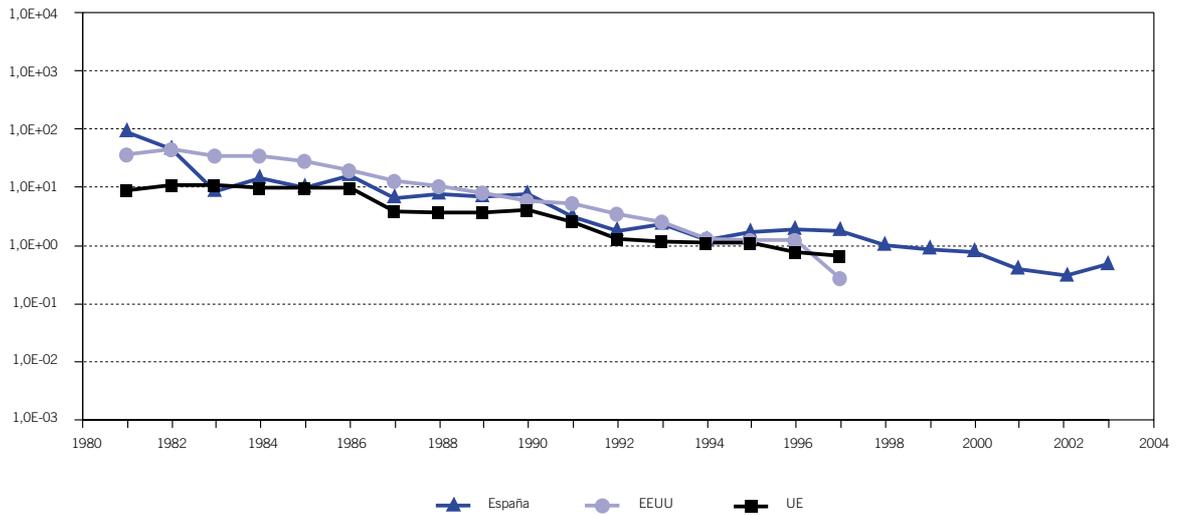


Figura 1.29. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

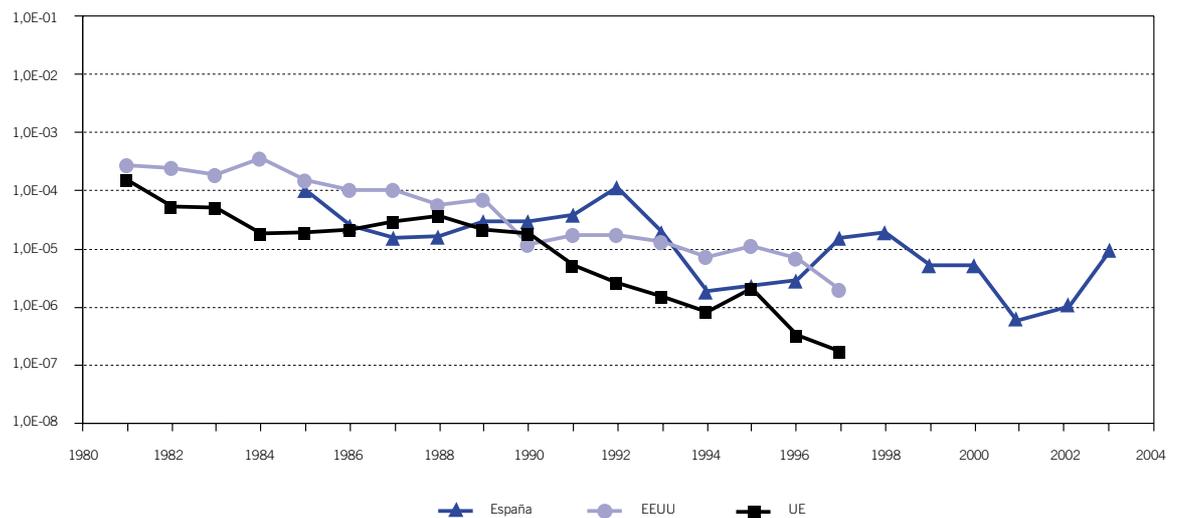


Figura 1.30. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

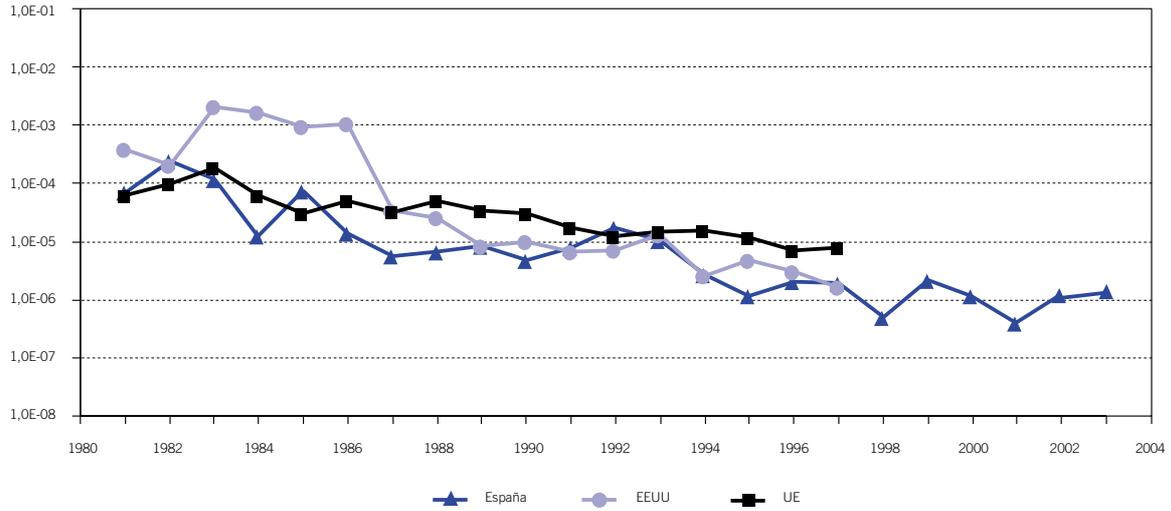


Figura 1.31. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

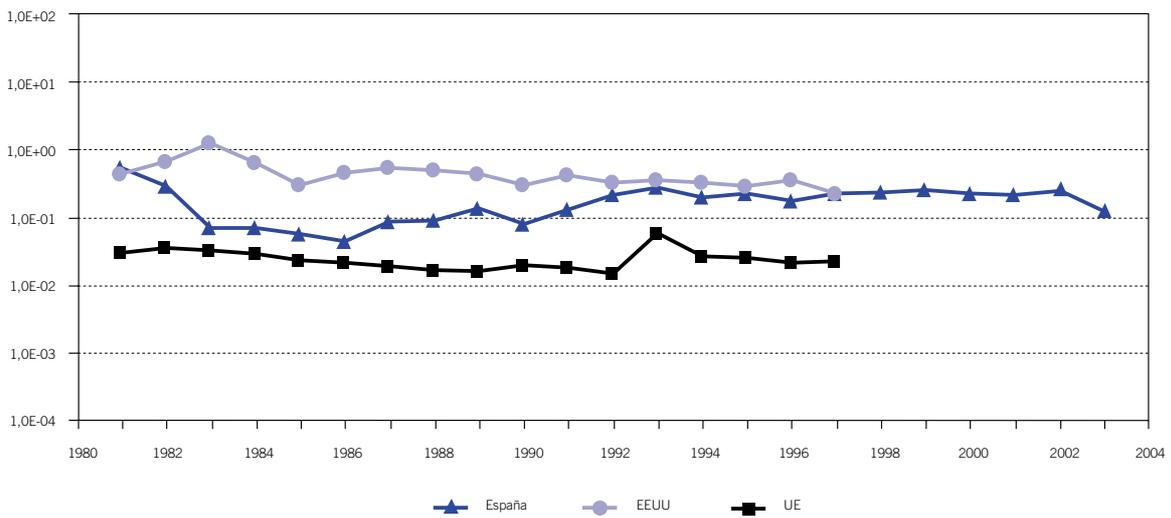


Figura 1.32. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

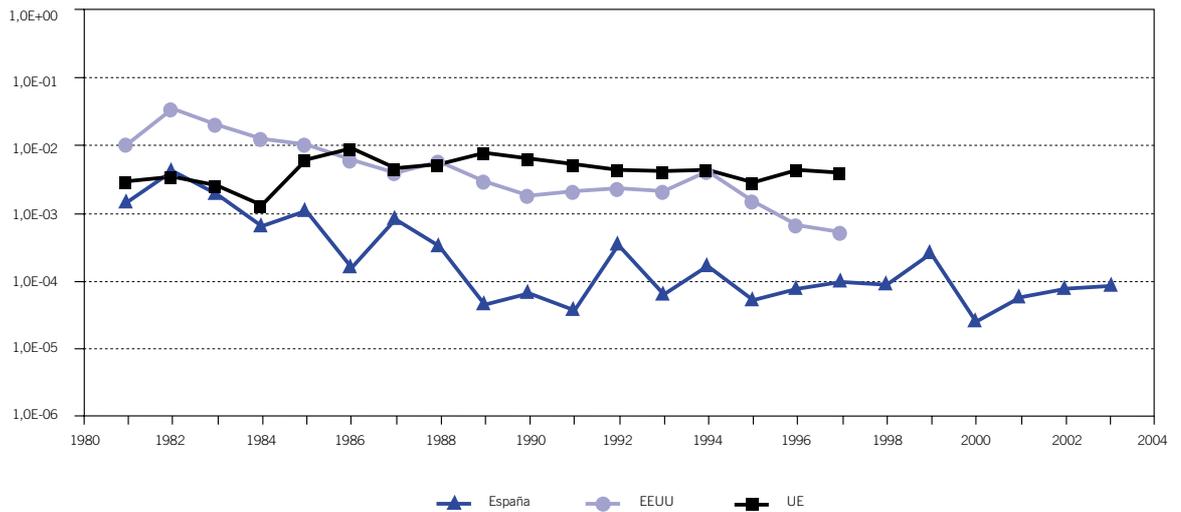


Figura 1.33. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

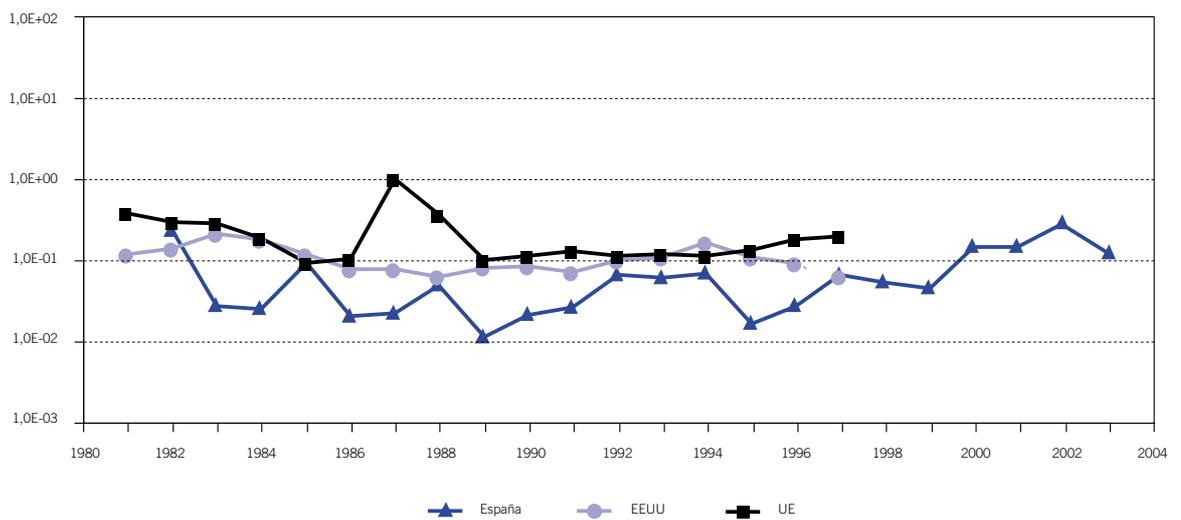


Figura 1.34. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

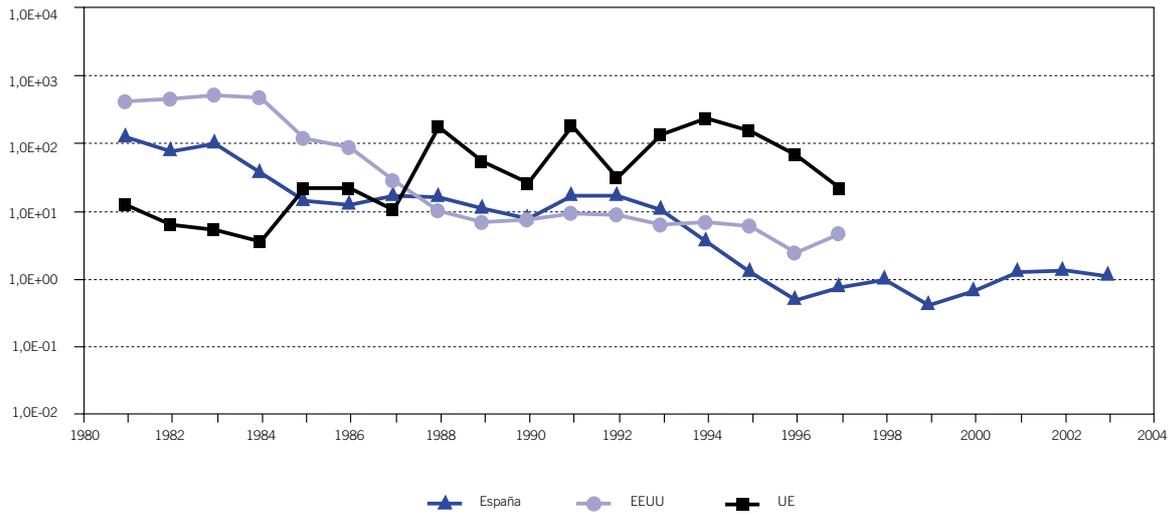


Figura 1.35. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

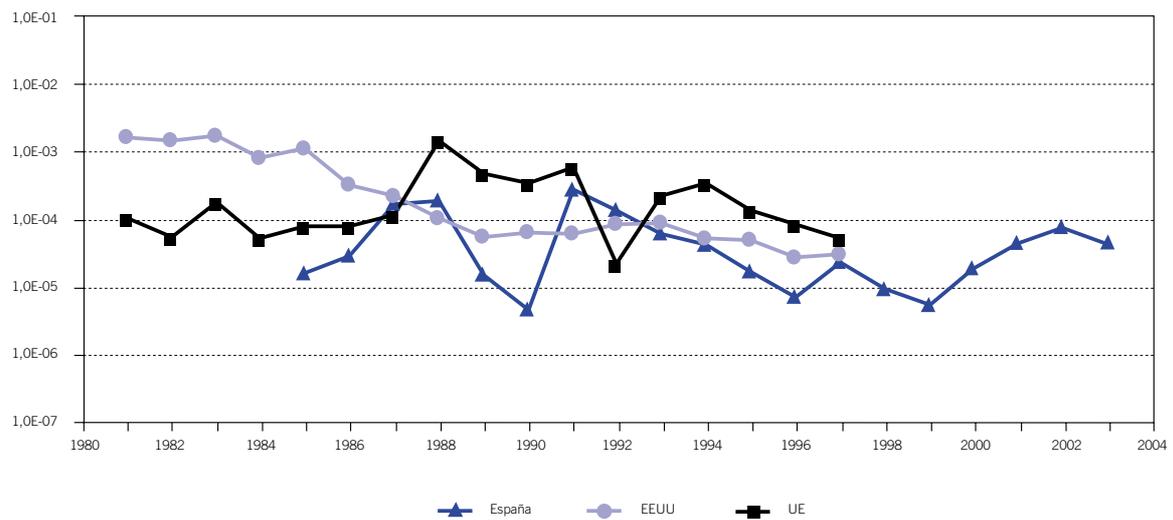


Figura 1.36. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

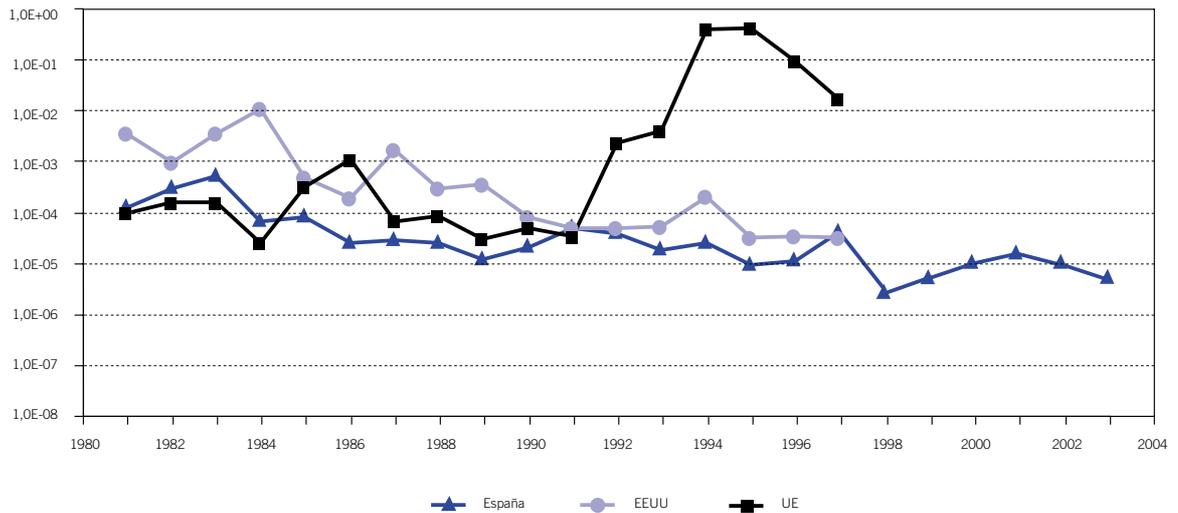


Figura 1.37. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

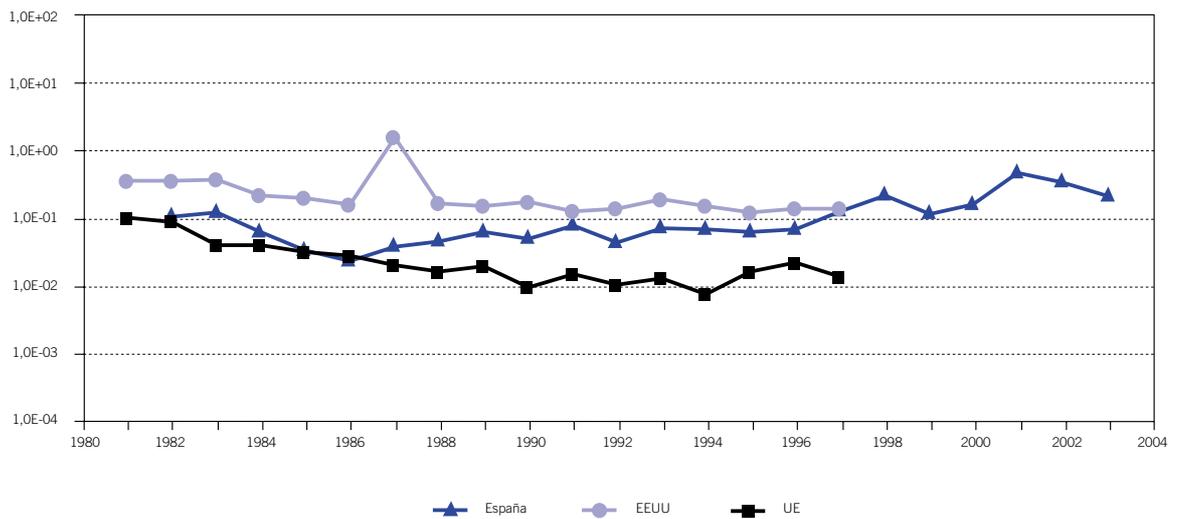
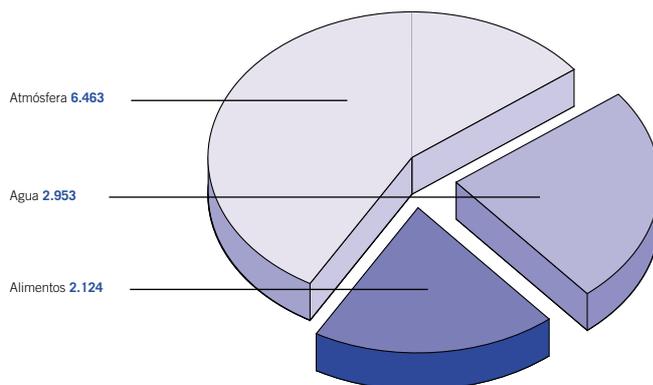


Figura 1.38. Programa de vigilancia radiológica ambiental. Número de análisis realizados en las centrales nucleares. Campaña 2002



Los programas de vigilancia radiológica ambiental, PVRA, que se llevan a cabo en España, se describen en el apartado 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.4 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 2002, 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 2003 no presentan cambios significativos con respecto a años anteriores.

En la tabla 1.10 se detalla el número total de muestras recogidas en los PVRA de cada central durante la campaña de 2002.

En la figura 1.38 se presenta el número total de determinaciones analíticas realizadas en los programas de vigilancia radiológica ambiental de las centrales.

En las figuras 1.39 a 1.50 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 1.51 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 2002 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 1.10. PVRA. Número de muestras tomadas por las centrales nucleares en 2002

Tipo de muestras	José Cabrera	Garoña	Almaraz	Ascó	Cofrentes	Vandellós II	Trillo
Atmósfera							
Partículas de polvo	315	316	312	364	312	356	311
Yodo en aire	316	316	312	364	312	356	311
TLD	85	256	81	76	76	57	84
Vapor de agua							
Suelos	7	6	7	9	7	9	8
Agua de lluvia	48	72	58	35	66	12	56
Total aire	771	966	770	848	773	790	770
(%)	66	75	58	66	71	79	65
Agua							
Agua potable	208	72	72	104	36	4	154
Agua superficial	36	48	129	208	72		104
Agua subterránea	4	8	12	8	8	40	
Agua de mar						62	
Sedimentos fondo	6	12	16	8	14	6	8
Sedimentos orilla	2		4			12	2
Organismo indicador	12	36	26	6	10	6	12
Total agua	268	176	254	334	140	130	280
(%)	23	14	19	28	13	13	24
Alimentos							
Leche	80	96	195	52	95	63	81
Pescado, marisco	10	6	15	2	4	4	6
Carne, ave y huevos	14	12	33	12	20	5	24
Cultivos	26	32	54	29	20	10	20
Miel	2		2		2	2	2
Total alimentos	132	146	299	95	141	84	133
(%)	11	11	23	8	14	8	11
Total	1.171	1.288	1.328	1.277	1.054	1.004	1.183

1.1.1.10. 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 fisiónable, mientras que en el caso de la central nuclear Vandellós I, las condiciones del contrato estipulan la devolución a España, de

Tabla 1.11. Bultos de residuos radiactivos generados y evacuados a El Cabril en el año 2003 en las centrales nucleares

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
José Cabrera	67,47	135	1.518
Santa María de Garoña	22.514,55	698	831
Almaraz I y II	4.123,19	475	529
Ascó I y II	6.091,71	387	744
Cofrentes	7.780,13	786	1.053
Vandellós II	12.299,05	341	213
Trillo	106,65	155	298
Totales	52.982,75	2.977	5.186

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 tres 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 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.

Residuos radiactivos

En el año 2003 las centrales nucleares en explotación generaron residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad, con una actividad estimada en 52.982,75 GBq acondicionados en 2.977 bidones de 220 litros. En la tabla 1.11 se desglosa la producción de bultos por central.

Figura 1.39. Aire. Evolución temporal del índice de actividad beta total

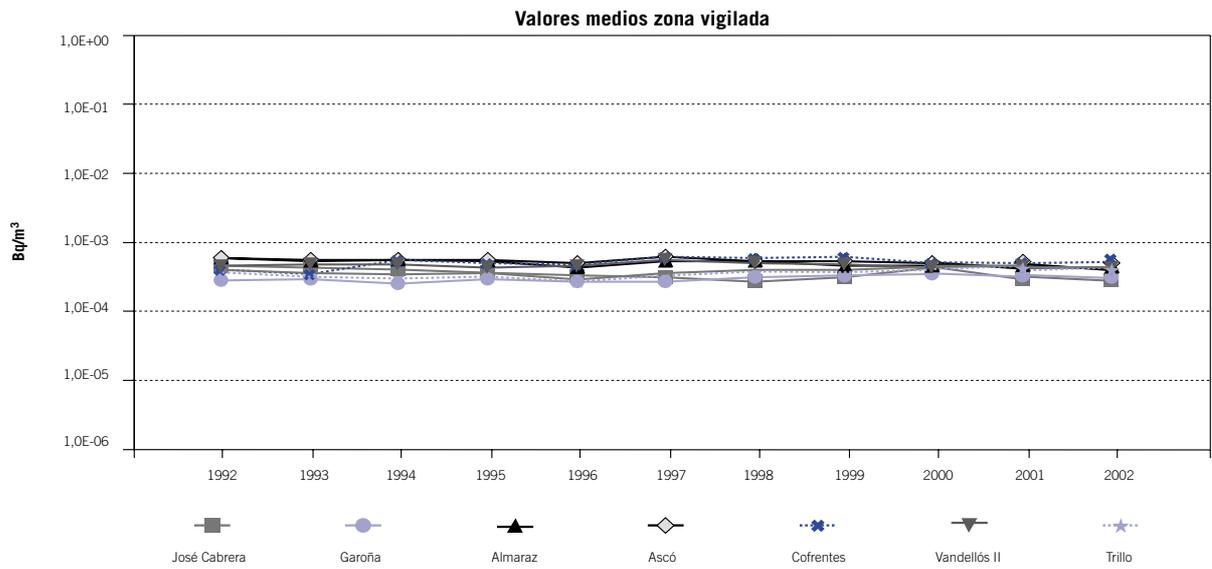


Figura 1.40. Aire. Evolución temporal del I-131

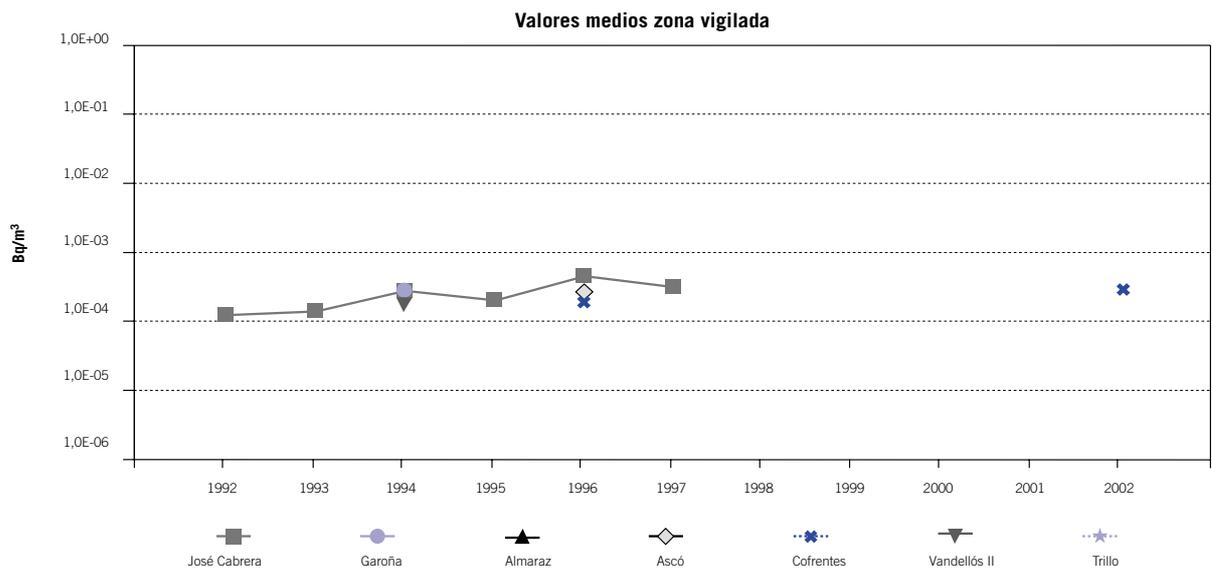


Figura 1.41. Aire. Evolución temporal de Sr-90

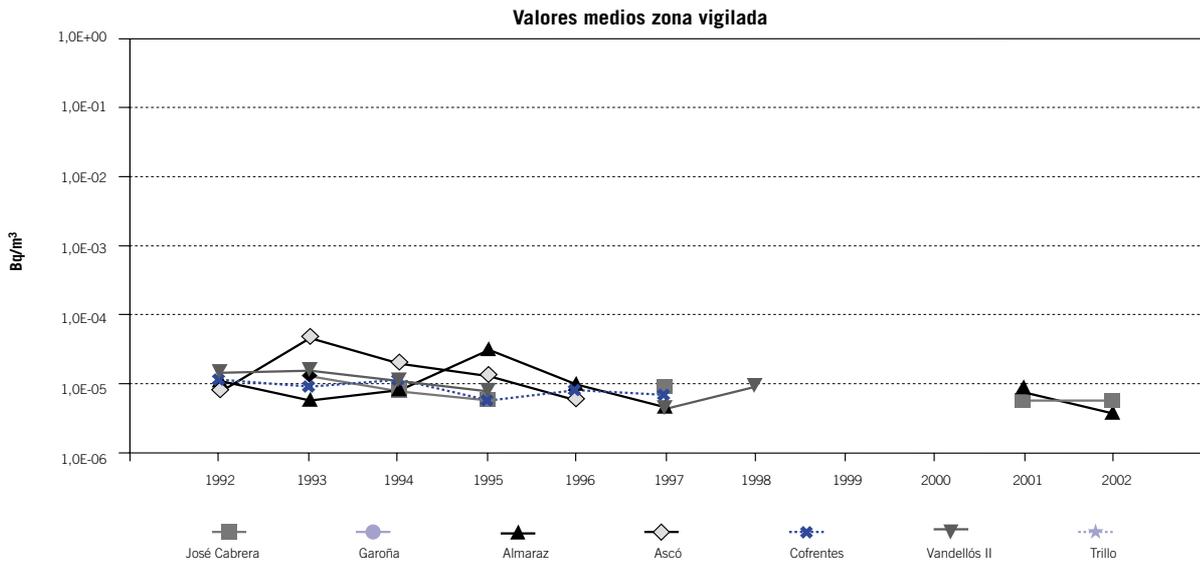


Figura 1.42. Muestras de suelo. Evolución temporal de Sr-90

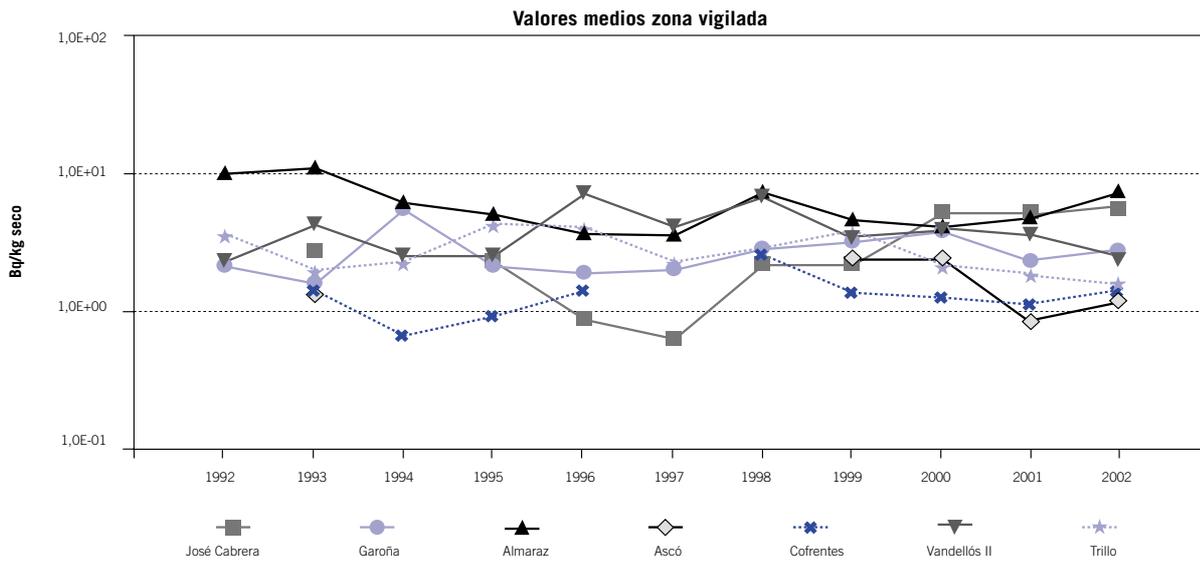


Figura 1.43. Muestras de suelo. Evolución temporal de Cs-137

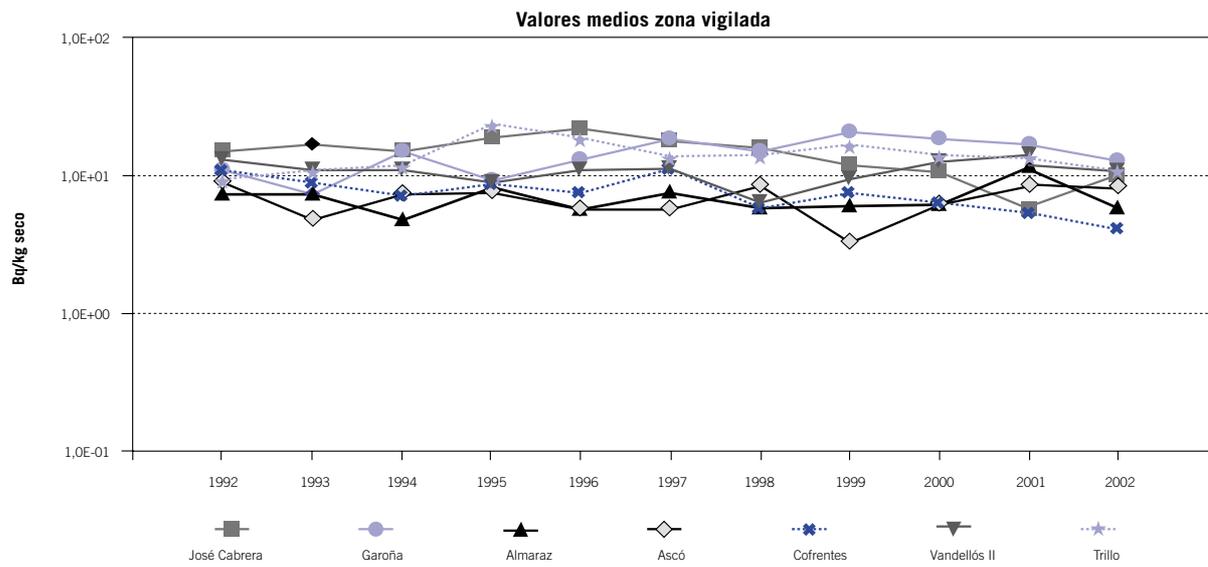


Figura 1.44. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta total

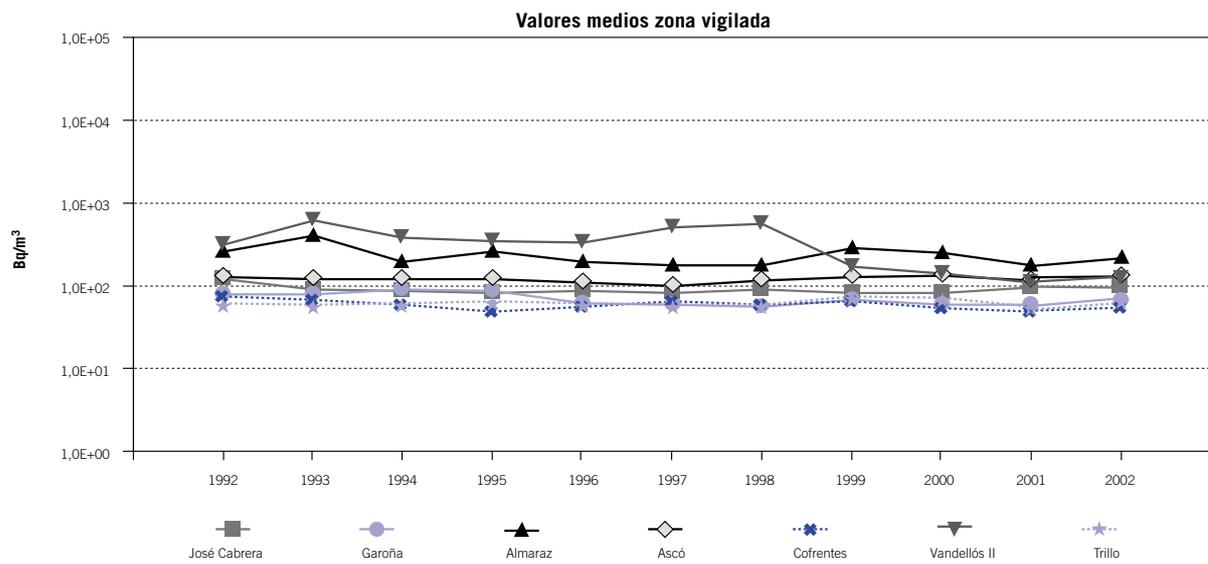


Figura 1.45. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta resto

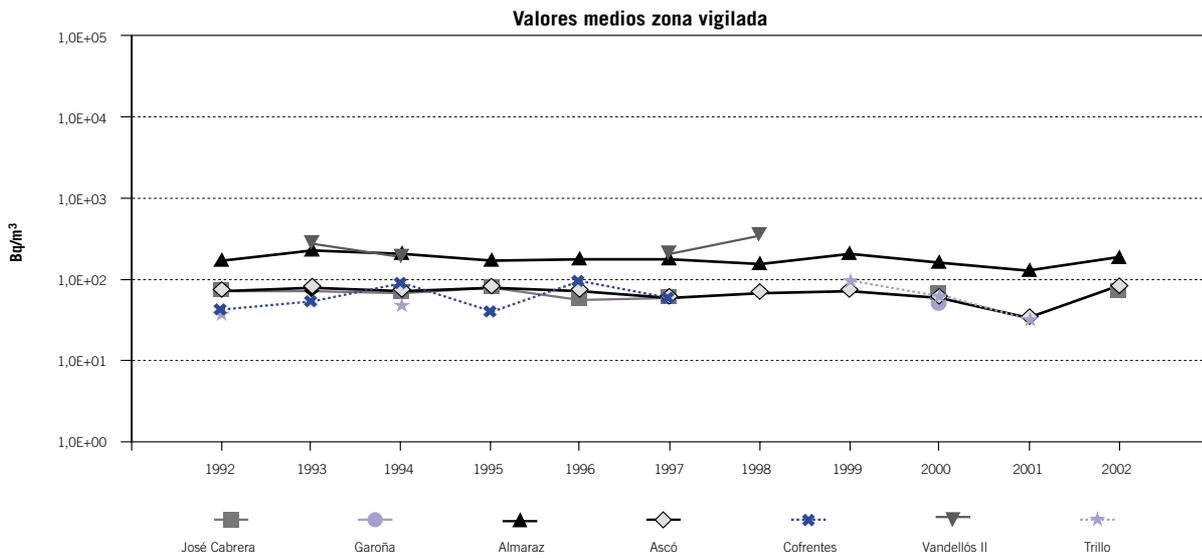


Figura 1.46. Muestras de agua potable. Evolución temporal de Sr-90

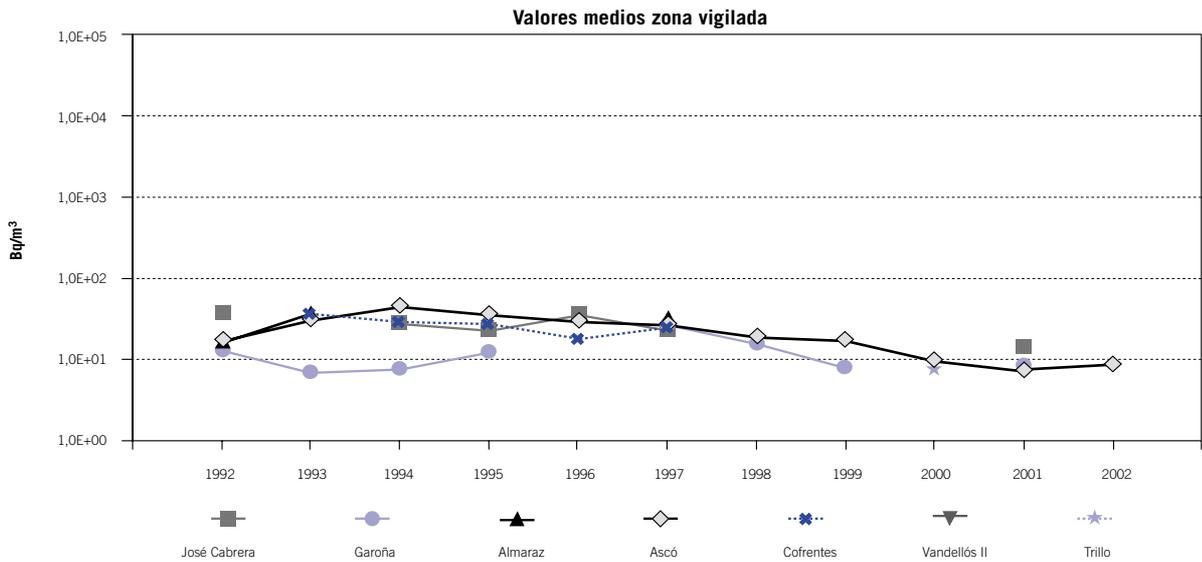


Figura 1.47. Muestras de agua potable. Evolución temporal de tritio

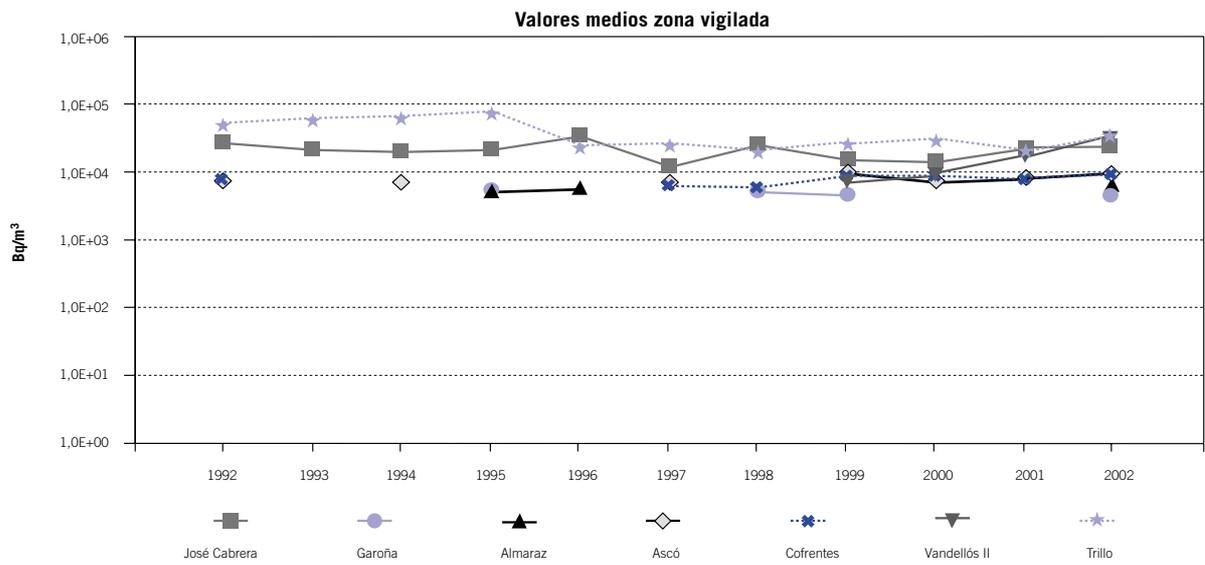


Figura 1.48. Muestras de leche. Evolución temporal del I-131

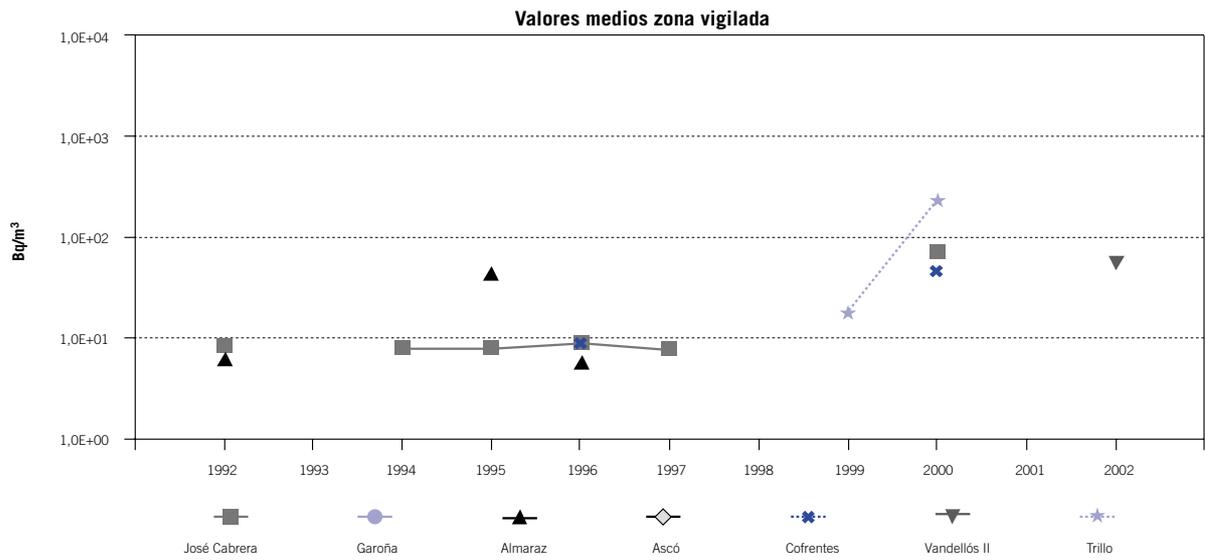


Figura 1.49. Muestras de leche. Evolución temporal de Sr-90

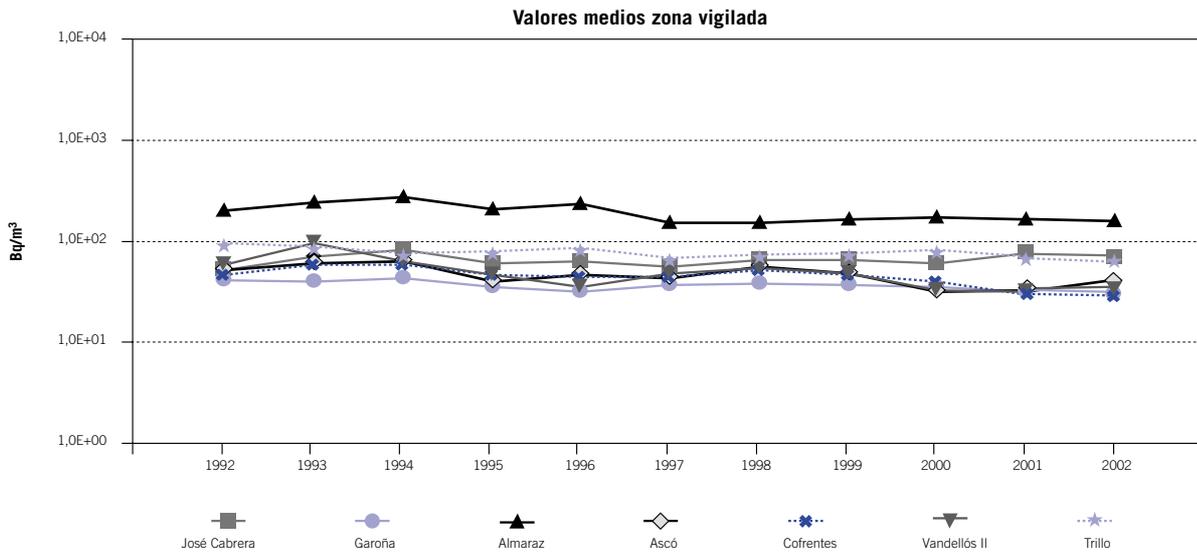


Figura 1.50. Muestras de leche. Evolución temporal de Cs-137

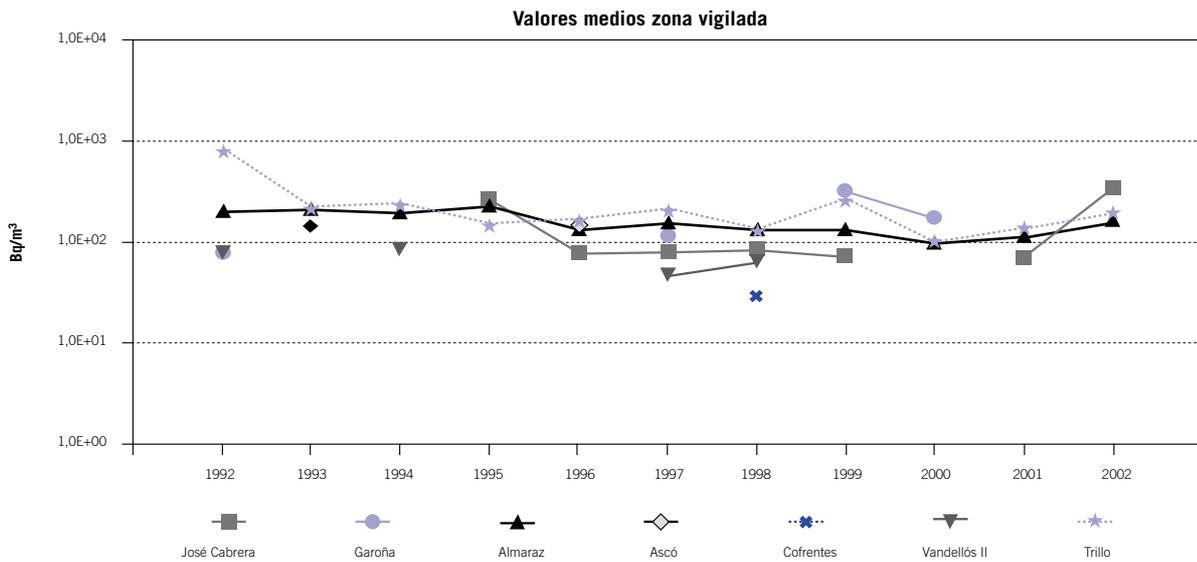


Figura 1.51. Radiación directa. Dosis integrada. Valores de los DTL

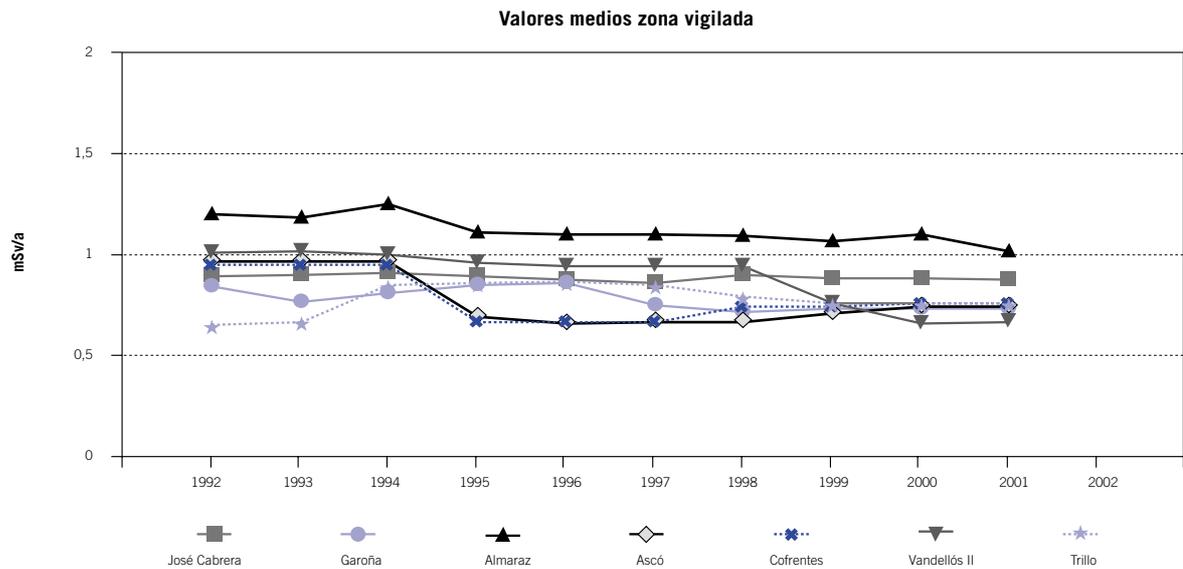


Figura 1.52. Distribución de los 2.977 bultos de residuos radiactivos acondicionados durante el año 2003 por las centrales nucleares en operación

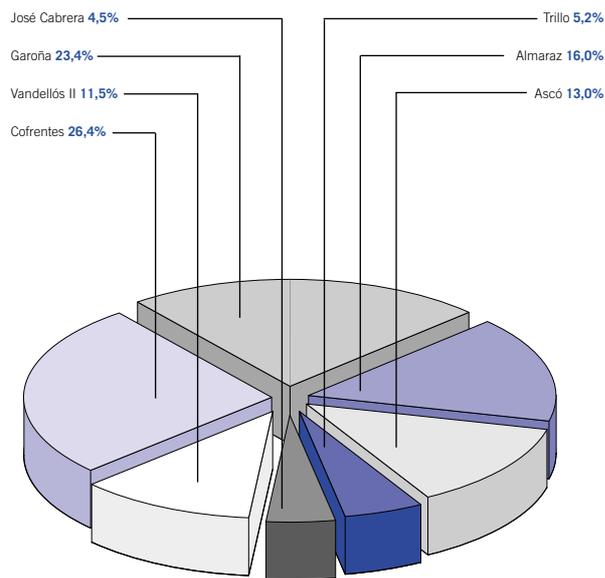
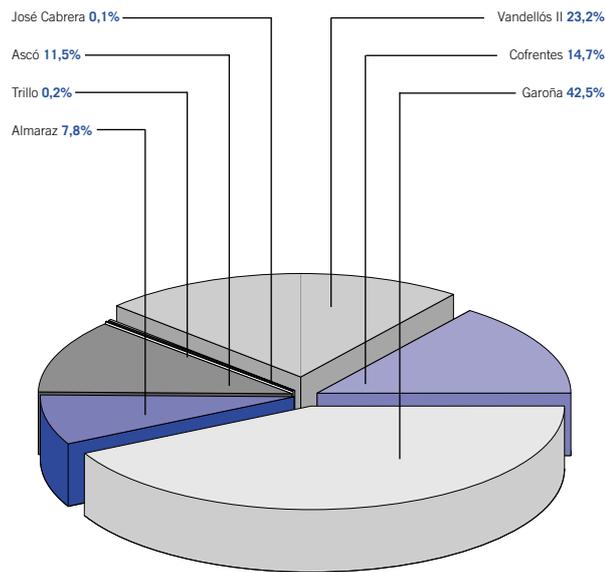


Figura 1.53. Distribución de la actividad generada (52.982,75 GBq) de los residuos radiactivos acondicionados durante el año 2003 por las centrales nucleares españolas en operación



En la figura 1.52 se muestra la distribución porcentual de la generación de bidones de residuos radiactivos en las centrales nucleares españolas en operación durante el año 2003.

La figura 1.53 muestra la distribución porcentual por instalación, del contenido de actividad de los residuos radiactivos generados en las centrales españolas en operación durante el año 2003.

En el año 2003, Enresa retiró un total de 6.961 bultos de residuos radiactivos acondicionados desde las centrales nucleares, que fueron trasladados hasta el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

En la figura 1.54 se muestra la distribución, por origen, incluyendo Vandellós I, de los bidones de

residuos radiactivos sólidos acondicionados transportados durante este año al centro de almacenamiento de El Cabril.

En la tabla 1.12 se resume la producción y 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 temporales, la capacidad de los almacenes expresada en bidones equivalentes de 220 litros, los porcentajes de ocupación de los almacenes a finales del año 2003 y los bidones transportados por Enresa desde cada instalación con destino a El Cabril en dicho año.

En la figura 1.55 se muestra un resumen de la gestión de los residuos radiactivos realizada en las instalaciones nucleares desde el comienzo de su operación.

Figura 1.54. Distribución de los 6.961 bultos de residuos radiactivos acondicionados transportados desde las instalaciones nucleares a El Cabril durante el año 2003

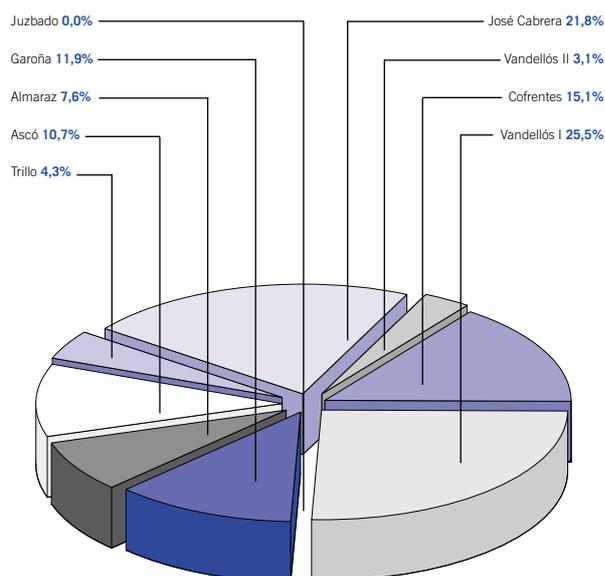


Tabla 1.12. Gestión de los residuos radiactivos acondicionados en las centrales nucleares, desde el inicio de su operación hasta el 31 de diciembre de 2003

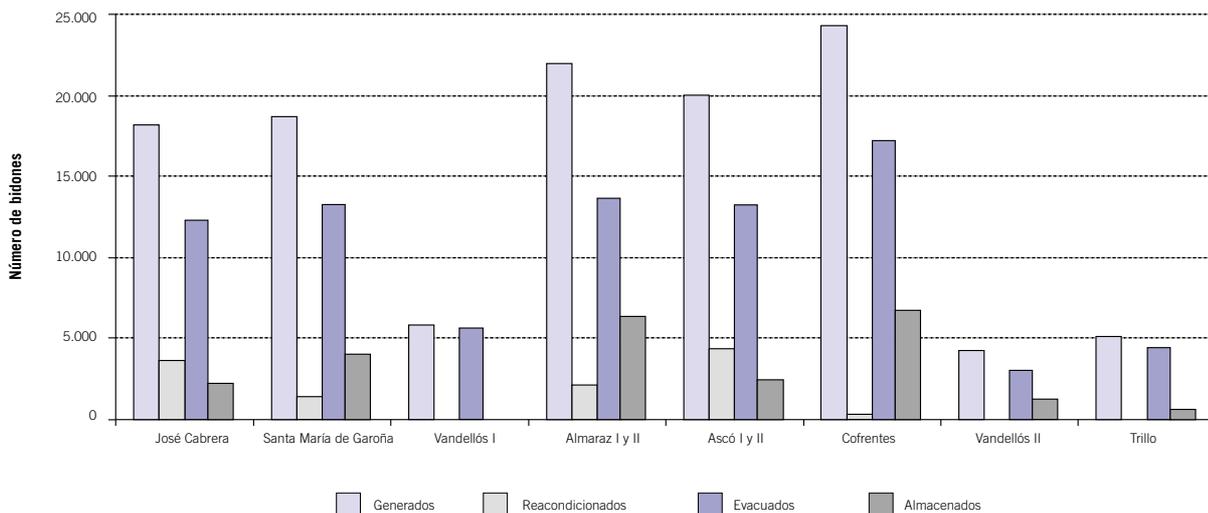
	Bidones generados	Bidones reacondicionados	Bidones evacuados	Bidones almacenados	Bidones almacenados equivalentes 220 litros	Capacidad almacenes	Ocupación almacenes
	(1)	(1)		(1)	(2)	(2)(3)	(2)
José Cabrera	18.107	3.654	12.259	2.194	1.084	12.669	8,6%
Sta. M ^o Garoña	18.616	1.392	13.208	4.016	4.027	9.576	42,1%
Almaraz I y II	21.957	2.019	13.613	6.325	6.736	23.544	28,6%
Ascó I y II	19.985	4.360	13.224	2.401	2.530	8.256	30,6%
Cofrentes	24.224	293	17.168	6.763	6.763	20.100	33,6%
Vandellós II	4.203	0	2.982	1.221	1.221	12.623	9,7%
Trillo	5.083	0	4.405	617	617	10.975	5,6%
Total	112.175	11.718	76.859	23.537	22.978	97.743	23,5%

(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 1.55. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares españolas



1.1.2. Aspectos específicos

1.1.2.1. Central nuclear José Cabrera

a) Actividades más importantes.

La central ha estado funcionando al 95% de potencia eléctrica en condiciones estables durante todo el año 2003, excepto durante el período de la recarga de combustible que tuvo lugar desde el 15 de noviembre de 2003 al 14 de enero de 2004, día en que la central entró de nuevo en modo de operación a potencia. La central funciona al 95% de potencia al igual que en ciclos anteriores debido a un problema de pérdida de transmisión de calor en el generador de vapor provocado por ensuciamiento del mismo.

El 29 de abril de 2003 la potencia se bajó aproximadamente al 68% durante pocas horas para reparar un poro en uno de los calentadores del circuito secundario. El 30 de abril la planta estaba de nuevo estabilizada al 95%.

Durante el año 2003, hasta el día 14 de noviembre, día del desacoplamiento de la red eléctrica

para el inicio de la recarga, la central alcanzó su record histórico de funcionamiento continuado de 386 días de operación ininterrumpida. La central ha estado acoplada a la red eléctrica de modo continuado desde el inicio del ciclo el 27 de octubre de 2002 hasta el inicio de la recarga en noviembre de 2003.

La recarga del año 2003 tenía una duración estimada de 30 días, desde el 15 de noviembre hasta el 15 de diciembre de 2003; sin embargo, debido a una serie de problemas que se indican a continuación, la central no entró en modo de operación a potencia hasta el día 14 de enero de 2003. Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de elementos combustibles nuevos, fueron:

- Implantación de modificaciones de diseño relacionadas con varias Instrucciones técnicas complementarias asociadas a la autorización de explotación de 14 de octubre de 2002. En concreto, durante esta recarga se han sustituido los

motores de las bombas de carga por otros calificados ambientalmente para garantizar su funcionamiento en condiciones especificadas de humedad, radiación, temperatura, etc., en cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria 15.1. Se han instalado dos nuevas válvulas de retención en las dos líneas de inyección de seguridad al cuerpo de la vasija para dar cumplimiento a lo requerido en la instrucción técnica complementaria 15.4. Durante las pruebas de esta modificación se detectó una deficiencia en el caudal en el sistema, que se explica posteriormente. Por último, se han realizado modificaciones en paneles y reforzado estructuras de la central hidráulica de Zorita que funciona como fuente de suministro eléctrico exterior de emergencia en cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria 15.2.

- Se han realizado una serie de actividades en cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria aprobada por el Consejo de Seguridad Nuclear en su reunión del 11 de junio de 2003, para mejorar la prevención del suceso de *rotura de tubos del generador de vapor*. Entre estas actividades destacan: aumento de la inspección con bobina rotatoria en un 10% de tubos del generador de vapor, desarrollo de un procedimiento de control de partes sueltas y análisis de la evolución de la química del generador de vapor con objeto de entender las causas que motivaron un aumento en el número de tubos taponados en las últimas recargas. En la inspección de los tubos realizada durante esta recarga se han taponado 15 tubos (14 de los cuales cumplen el criterio de taponado y otro se ha taponado preventivamente) debido al fenómeno de corrosión intergranular por el lado secundario. De la inspección realizada se concluye que no se han encontrado grietas circunferenciales, y en relación con el aumento en el taponado de tubos el titular sospecha que se debe al aumento de cobre en el generador de vapor y a la entrada de agua dura debido a poros en los tubos del con-

densador antes de que se cambiaran los tubos del condensador a finales de los años 90.

- Inspección y reparación de la brida y de la tapa de la vasija. Esta actividad se realizó para corregir un defecto en la brida de la vasija donde apoya uno de los dos anillos de sellado de la tapa de la vasija.
- Modificaciones de diseño en el sistema de agua de refrigeración de componentes para obtener los caudales a los cierres y cojinetes de las bombas de extracción de calor residual que figuran en las especificaciones técnicas de funcionamiento. La especificación técnica de funcionamiento mediante la cual se controla el caudal a los consumidores de agua de componentes y esenciales entró en vigor en julio de 2003. Tiene su origen en los problemas de caudal detectados en el sistema de agua de servicios esenciales a comienzos del año 2002. La primera vez que se realizaba la prueba de equilibrado del sistema de agua de componentes en cumplimiento de la especificación técnica fue en la recarga número 27 (año 2003). A la prueba asistieron inspectores del CSN y se comprobó que no se obtenía el caudal requerido en las Especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF's) a los cierres y cojinetes de las bombas de extracción de calor residual y a la barrera térmica de la bomba de refrigeración del reactor. El titular presentó una solicitud de modificación de las especificaciones técnicas de funcionamiento en la que se modificaban los caudales a los diferentes consumidores especificando el escenario de accidente en el que se necesitaban. El Consejo, en su reunión del 18 de diciembre de 2003, acordó aplazar la decisión sobre la solicitud de modificación de las especificaciones para que el titular realizara las modificaciones en el sistema necesarias para obtener el caudal requerido. Por último, el Consejo, en su reunión del 9 de enero de 2004, teniendo en cuenta las modificaciones realizadas en el sistema y el estudio de caudales de refrigeración

realizado por el titular con objeto de tener suficientes garantías de que no existían problemas de caudal en otros sistemas de seguridad, acordó informar favorablemente la especificación técnica de funcionamiento.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 1.139,775 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.632 horas, con un factor de carga del 81,32% y un factor de operación del 87,12%.

El simulacro anual del Plan de Emergencia Interior (PEI) se realizó el 8 de mayo de 2003. El suceso simulado consistió en un accidente de pérdida de refrigerante primario con fallo de una bomba de inyección de seguridad y fuga en contención, se alcanzó categoría III *Emergencia en el emplazamiento*.

El titular, durante el año 2003, ha realizado numerosas actividades relativas al cumplimiento de las 17 Instrucciones técnicas complementarias asociadas a la autorización de explotación de 14 de octubre de 2002. La evaluación realizada por el Consejo de Seguridad Nuclear sobre el cumplimiento de dichas instrucciones ha concluido que todas salvo las instrucciones 14.3, sobre mejoras relacionadas con la *cultura de seguridad*, y 17 *Sistémica para la gestión integral de la seguridad*, se han cumplido adecuadamente. En relación con estas dos últimas instrucciones, se está a la espera de finalizar la evaluación de una serie de análisis emprendidos por el titular a raíz de los sucesos ocurridos en la recarga del año 2003.

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 8 de enero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 44 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Esta revisión fue aprobada

por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 30 de enero de 2003.

- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 45 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de abril de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 9 de abril de 2003, acordó informar favorablemente el proyecto específico de desclasificación de chatarras metálicas con condiciones. Estas condiciones se referían fundamentalmente a la necesidad de presentar una solicitud para la desclasificación de chatarras metálicas de geometría compleja y obtener su aprobación, antes de proceder a la desclasificación de este tipo de chatarras. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de mayo de 2003 con las condiciones señaladas por el Consejo de Seguridad Nuclear.
- El Consejo, en su reunión del 3 de julio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 46 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de julio de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 23 de julio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 9 del Reglamento de funcionamiento de la central nuclear José Cabrera. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de agosto de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 30 de julio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 47 de las Especificaciones Técnicas de

Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de agosto de 2003.

- El Consejo, en su reunión de 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la solicitud de prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares en el marco del *Real Decreto* 158/1995, sobre protección física de materiales nucleares. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 3 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 48 y 49 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 3 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente el proyecto de desclasificación de aceites. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión de 18 de diciembre de 2003, acordó aplazar la consideración de la revisión 50 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se modificaban los caudales a varios consumidores del sistema de agua de refrigeración de componentes. El Consejo, acordó aplazar esta consideración para que el titular realizara la mejoras necesarias con objeto de cumplir la especificación vigente correspondiente. Posteriormente, el Consejo en su reunión de 9 de enero de 2004, acordó informar favorablemente la revisión 50 de las Especificaciones técnicas de funcionamiento,

en la que se modifican los caudales a varios consumidores del sistema de agua de refrigeración de componentes. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 9 de enero 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 8 de enero de 2003, acordó emitir una instrucción técnica complementaria sobre la planificación de las actividades de recarga.
- El Consejo en su reunión del 26 de febrero de 2003, apreció favorablemente la instrucción técnica complementaria 14.3 sobre un plan de actuación para mejorar la *cultura de seguridad* de la central nuclear José Cabrera.
- El Consejo en su reunión del 11 de junio de 2003, acordó emitir una instrucción técnica complementaria con el fin de requerir al titular una serie de mejoras preventivas del suceso de rotura de tubos del generador de vapor.

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 2003 se realizaron 33 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.

En varias de las inspecciones realizadas en el año 2003 se han tratado aspectos de los sucesos ocurridos en la planta.

Las 16 inspecciones siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Verificación de la sistemática, procedimientos y herramientas utilizados en el control de la ejecución de requisitos de vigilancia.
- Aspectos de seguridad física de la instalación.
- Seguimiento de la vigilancia y control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por la instalación.
- Mantenimiento del Plan de Emergencia Interior (PEI) y simulacro anual de emergencia que tuvo lugar el 8 de mayo de 2003.
- Verificación del grado de implantación del programa de evaluación y mejora de la seguridad en la organización y factores humanos.
- Verificaciones fuera del horario laboral y sin previo aviso de diferentes aspectos de la operación de la planta. Se realizaron dos inspecciones.
- Comprobaciones sobre el informe final de los resultados y pruebas efectuados durante el tercer intervalo, así como análisis de los cambios introducidos en el Manual de inspección en servicio.
- Comprobación de las prácticas de trabajo de la sección de operación en el período noviembre de 2001 hasta junio de 2003.
- Comprobaciones del sistema de gestión de modificaciones de diseño.

- Organización del área de combustible de la instalación y de las empresas de ingeniería de apoyo contratadas.
- Revisión de la edición 4.A del Análisis probabilista de seguridad de la central nuclear José Cabrera.
- Asistencia a las pruebas de equilibrado del sistema de agua de servicios esenciales y revisión de distintos puntos del sistema de protección contra incendios.
- Comprobación de la aplicación del programa Alara de la recarga número 27 de la central nuclear José Cabrera.
- Comprobación de las actividades relacionadas con el programa de inspección en servicio ejecutado en la recarga número 27, y de las actividades realizadas por el titular para dar cumplimiento a la instrucción técnica complementaria sobre el generador de vapor.
- Prueba de fugas de la contención.

El resto de inspecciones se han dedicado a aspectos relacionados con el cumplimiento de Instrucciones técnicas complementarias, etc. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- El funcionamiento de la Oficina técnica de operación, verificando sus procedimientos de gestión, distribución de funciones dentro de la misma y adecuación al Reglamento de funcionamiento vigente.
- Diversos temas relativos a sistemas de instrumentación y control, válvulas motorizadas y válvulas neumáticas.
- Verificación del estado de implantación de las mejoras derivadas de la Instrucción complementaria I.1 sobre disposición de los paneles de

sala de control. Además, se verificó el estado de resolución de las discrepancias pendientes del proceso de revisión del diseño de la sala de control de acuerdo a la Instrucción complementaria I.2.

- Desarrollo de las bases técnicas de los procedimientos de operación de emergencia en cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria 13.3.b.
- Cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria 13.4 relativa al simulador de entrenamiento de la central nuclear José Cabrera.
- Revisión de los resultados del equilibrado del sistema de agua de servicios esenciales y de los procedimientos correspondientes al equilibrado de este sistema y del sistema de agua de componentes.
- Aplicación del programa de garantía de calidad en los procesos de adquisición y recepción de equipos nuevos, suministros de servicios y estado de implantación del programa de autoevaluación y gestión de acciones.
- Revisión de las pruebas de recarga realizadas a los trenes de baterías, fuentes de emergencia y mantenimientos más importantes realizados a equipos eléctricos.
- Revisión de los cálculos realizados por el titular de los sistemas de agua con objeto de modificar la temperatura límite del sumidero final de calor de 21 a 23°C.
- Revisión de los cálculos realizados por el titular de los sistemas de ventilación con objeto de modificar la temperatura límite del sumidero final de calor de 21 a 23°C.
- Comprobaciones de las actuaciones del servicio médico de la instalación ante las situaciones de

no aptitud médica para el trabajo con radiaciones de dos personas con licencia.

- Comprobaciones sobre el cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria de autoevaluación y gestión de acciones.
- Verificación de las acciones realizadas para dar cumplimiento a la *Carta genérica 87-12* sobre el sistema de extracción de calor residual en parada.
- Revisar diversos temas relativos a sistemas de instrumentación y control y válvulas motorizadas.
- Comprobación del estado de implantación del sistema de gestión de inversiones en seguridad.
- Comprobación de las actuaciones realizadas por el titular en relación con el programa de verificación sísmica de *Zorita Hidráulica* sobre cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria 15.2.
- Funcionamiento del grupo de formación.

d) Apercibimientos y sanciones

- El Consejo, en su reunión del día 15 de julio de 2003, acordó apercibir a la central nuclear José Cabrera por incumplimiento del artículo 54 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* debido a la falta de notificación al Consejo de Seguridad Nuclear del cambio de aptitud médica de dos operadores con licencia.

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó nueve 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), excepto el suceso de referencia ISN-09/03 *Deficien-*

cias en el caudal de inyección de seguridad que fue clasificado como nivel 1.

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna parada automática del reactor.

Paradas no programadas

No se ha producido ninguna parada no programada.

Otros sucesos notificables

- El 13 de enero de 2003 el titular notifica al CSN mediante el informe de suceso notificable ISN-01/03 la actuación automática de un sistema de seguridad debido al arranque de la bomba de inyección de emergencia a cierres por fallo de una tarjeta electrónica. Durante la realización de una prueba de vigilancia y como consecuencia del fallo de la tarjeta de prueba, se produjo el arranque de la bomba de inyección de emergencia a sellos. El suceso no tuvo consecuencias. Se cambió la tarjeta y como acción correctora se propuso modificar los procedimientos de pruebas mensuales de Instrumentación y Control para comprobar el estado de las tarjetas de prueba antes de la realización de las mismas.
- El 13 de febrero de 2003 el titular notifica al CSN mediante el informe de suceso notificable ISN-02/03 la desviación operativa en la temperatura del foso de combustible gastado respecto a lo previsto en el diseño. Dentro del proceso de revisión de bases de diseño se descubrió que el procedimiento de vigilancia del rango de temperaturas de la piscina de combustible gastado no incluía el límite inferior (20°C) de temperatura. La temperatura mínima a la que se había llegado en alguna ocasión había sido inferior a este límite llegando a 18°C. El suceso no ha tenido consecuencias en la reactividad del combustible de la piscina, ya que se ha estimado que la varia-

ción debida a esa bajada de temperatura es inferior a la incertidumbre estadística de los cálculos. Como acción correctora se ha incluido el límite inferior de temperatura en el procedimiento correspondiente de rondas y lecturas periódicas.

- El 26 de marzo de 2003 el titular notifica al CSN mediante el informe de suceso notificable 03/03 sobre el arranque automático de la bomba del tren A del sistema de agua de refrigeración de esenciales por pérdida de tensión en línea exterior de 46 kV. Debido a un problema en un transformador de la central de Bolarque se produjo la pérdida de alimentación normal de 46 kV y transferencia a 220 kV, disparándose las cargas que estaban alimentadas de la misma, entre ellas, la bomba del tren B del sistema de agua de refrigeración de esenciales. Esto motivó el arranque automático de la bomba correspondiente del tren A. La secuencia de arranque de equipos fue correcta excepto la bomba de drenajes de un calentador que no arrancó por fallo de su interruptor. Posteriormente se realizó mantenimiento correctivo sobre este interruptor y se programó una revisión en profundidad del mismo durante la recarga. Adicionalmente, se solicitó un estudio de la anomalía en el transformador de Bolarque, que fue la que originó el incidente.
- El 13 de mayo de 2003 el titular remitió al CSN el informe de suceso notificable 04/03 sobre el descubrimiento de un defecto en el cálculo del caudal de inyección de seguridad en línea de 4 pulgadas. En el proceso de realizar los cálculos para instalar dos nuevas válvulas de retención en el sistema de inyección de seguridad se descubrió un error no conservador en la curva de caudal de inyección de seguridad, que se aplica en el análisis del accidente de pérdida de refrigerante por una de las dos líneas de inyección al cuerpo de la vasija del

reactor. El impacto de este error ha sido una reducción en el margen respecto a la temperatura límite de la vaina, que se puede alcanzar en caso de accidente de pérdida de refrigerante primario, aunque se mantiene dentro de valores aceptables. Se han corregido adecuadamente las curvas de caudal del sistema.

- El 17 de mayo de 2003, el titular remitió al CSN informe de suceso notificable 05/03 sobre el arranque automático de la bomba del tren B, del sistema de agua de refrigeración de esenciales por pérdida de tensión en línea exterior de 46 kV. Debido a problemas en la subestación de Bolarque se originó una pérdida de la alimentación normal al tren B, del sistema de agua de refrigeración de esenciales, produciéndose la transferencia automática a la alimentación alternativa. El suceso no tuvo consecuencias en la seguridad de la planta. Dada la similitud con el ocurrido el 26 de marzo de 2003, se insiste en la necesidad de que se estudien las anomalías en el transformador de Bolarque.
- El 18 de junio de 2003 el titular remitió al CSN informe de suceso notificable 06/03 sobre la discrepancia entre las prácticas operativas y las bases de diseño de las unidades de enfriamiento del edificio eléctrico. Durante el proceso de revisión de las bases de diseño se descubrió una deficiencia de montaje en las unidades de refrigeración del edificio eléctrico debido a la cual estas unidades no hubieran arrancado de forma automática en caso de pérdida de suministro eléctrico. En pocas horas se realizó un cambio temporal de forma que se garantizase el arranque automático de ambas unidades de ventilación del edificio eléctrico en caso de pérdida de alimentación eléctrica. Durante la pasada recarga (noviembre 2003 a enero 2004) se implantó una modificación de diseño correspondiente al cambio temporal mencionado. Sin embargo aunque las unidades no arrancaban de forma automática si estaba procedimentado el arranque manual por parte de los operadores.
- El 12 de octubre de 2003 el titular remitió al CSN informe de suceso notificable 07/03 sobre la superación de una condición límite de operación (CLO), debido a un transitorio durante la recarga. En la prueba mensual de válvulas de turbina se produjo un transitorio en el sistema de refrigeración del reactor debido al cierre parcial de una válvula de turbina por el malfuncionamiento del sistema de aceite de control de turbina. El aumento de presión en el circuito primario llegó a alcanzar el punto de apertura de las válvulas de alivio del presionador. El sistema recuperó las condiciones normales de presión y nivel en el presionador rápidamente. El suceso no tuvo consecuencias en la seguridad de la planta. Se programó una limpieza del aceite de turbina para la recarga y se cambió la gama de mantenimiento de limpiezas de mallas que filtran dicho aceite para evitar malfuncionamiento por suciedad.
- El 16 de noviembre de 2003 el titular remitió al CSN informe de suceso notificable 08/03 sobre la actuación automática de un sistema de seguridad, debido al aislamiento del sistema de agua de alimentación principal. Durante el proceso de enfriamiento de la planta para la parada de recarga se produjo una señal falsa en dos de los tres canales de rango estrecho del generador de vapor debido a la formación de burbujas en la línea de referencia, que es común para estos transmisores. Como acciones correctivas se adoptó la decisión de purgar simultáneamente los transmisores para evitar que queden retenidas burbujas de aire en su interior.
- El 6 de diciembre de 2003 el titular remitió al CSN informe de suceso notificable 09/03 sobre la reducción de caudal en el sistema de

inyección de seguridad. Durante la realización de la prueba de vigilancia, posterior a la realización de la modificación de diseño consistente en la instalación de dos nuevas válvulas de retención en el sistema de inyección de seguridad, se detectó que el caudal de inyección de seguridad es aproximadamente un 10% inferior al considerado en las hipótesis del análisis de accidente. Esta deficiencia no había sido detectada con anterioridad, debido a que la prueba se había realizado con las cuatro válvulas de inyección, dos por tren, del sistema abiertas, cuando en realidad debía haberse realizado con solo las dos válvulas del tren correspondiente abiertas. En los análisis realizados tras la detección de esta deficiencia se concluyó que el impacto de esta reducción de caudal en la refrigeración del núcleo en el caso de accidente es pequeño, no obstante este suceso fue clasificado como nivel 1 en la escala INES en base al criterio de defensa en profundidad. Como acción correctora se implantó una modificación de diseño mediante la que, en caso de accidente, se da señal de apertura desde los dos trenes de salvaguardias a las cuatro válvulas de inyección, situación en la que se había comprobado que se obtenía el caudal requerido.

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.

1.1.2.2. 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 2003, con excepción de las paradas automáticas no programadas ocurridas el 16 de enero de 2003 y el 24 de marzo de 2003, la parada programada del día 13 de enero de 2003, y de las distintas reducciones de carga practicadas para la

realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas, así como durante el período de la recarga de combustible que tuvo lugar desde el 2 al 23 de marzo de 2003.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 112 elementos combustibles nuevos, fueron:

- Inspecciones del programa de inspección en servicio y del programa de erosión-corrosión.
- Trabajo en calentadores de agua de alimentación.
- Sustitución de caudalímetros de agua de alimentación.
- Trabajos en la ventilación del pozo seco.
- Revisión de los grupos moto-generadores MG de recirculación.
- Revisión de las válvulas de aislamiento de vapor principal, válvulas de alivio, válvulas de alivio-seguridad y válvulas de seguridad.
- Revisión de los generadores diesel.
- Sustitución de la barra D de 400 voltios.
- Revisión de los transformadores principales.
- Sustitución de cables en el túnel de vapor.
- Revisión de la turbina A de baja presión.
- Inspección de las cajas de agua del condensador.
- Vaciado, filtrado e inspección del toro (piscina de supresión).
- Sustitución de la instrumentación de vigilancia de flujo neutrónico en rango de potencia.
- Instalación de un nuevo sistema de habitabilidad de la sala de control.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 3.739 GWh, habiendo estado acoplada a la red

durante 8.760 horas, con un factor de carga del 91,59% y un factor de operación del 92,76%.

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el 12 de junio de 2003. El suceso simulado consistió en un incendio en la estructura de toma afectando a componentes de seguridad, seguido de la rotura de una tubería de vapor principal, con fallo al cerrar las válvulas de aislamiento de vapor principal. Además, en esta ocasión tuvo como característica especial que se desarrolló fuera de la jornada laboral normal.

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 5 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos. Este documento fue aprobado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 12 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 48 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) vigentes. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de febrero de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 12 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 1 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de febrero de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 19 de febrero 2003, acordó informar favorablemente la modificación de diseño por la cual se sustituye la instrumentación de vigilancia de flujo neutrónico de rango de potencia (APRM/RBM). Esta modificación de diseño fue autorizada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 19 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 24 del Estudio de Seguridad. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 19 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 49 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) vigentes. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 19 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 2 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 50 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento vigentes. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 3 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de marzo de 2003.

- El Consejo, en su reunión del 10 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 17 del Reglamento de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 22 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 7 del Plan de Emergencia Interior. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de noviembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares (Real Decreto 158/1995). Esta autorización fue concedida por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.

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

- En su reunión del 8 de enero de 2003, acordó emitir una instrucción técnica complementaria sobre la planificación de actividades de recarga.
- En su reunión del 25 de junio de 2003 acordó conceder una exención temporal a la aplicación de la Condición Limitativa de Operación 3.8.1.1 Fuentes de Corriente Alterna en Operación de las Especificaciones de Funcionamiento vigentes, en lo relativo al almacenamiento de combustible de los generadores diesel (apartado B.2), para proceder a la limpieza del tanque de almacenamiento, por un período de tres días y con la adopción de medidas compensatorias por parte del titular. En su reunión del 3 de julio de

2003 acordó ampliar la exención por un plazo de diez días, para reparar los defectos encontrados, en el citado tanque.

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 2003 se realizaron 29 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 29 inspecciones realizadas en 2003, las 17 siguientes corresponden al Programa base de inspección:

- Formación y entrenamiento del personal de explotación.
- Experiencia operativa y nuevos requisitos normativos.
- Factores humanos y organizativos.
- Programa de inspección en servicio. Asistencia a pruebas y ensayos en recarga.
- Requisitos de vigilancia de salvaguardias tecnológicas.
- Requisitos de vigilancia de sistemas eléctricos y de instrumentación y control.
- Asistencia a pruebas de arranque de ciclo.
- Programa de protección radiológica operacional.
- Seguimiento de la química y de la erosión-corrosión.

- Gestión integral del mantenimiento.
- Requisitos de vigilancia. Proceso general.
- Programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Desarrollo del programa de garantía de calidad.
- Control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Planes de emergencia, ejercicios y simulacros.
- Protección física.

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

- La sustitución de la instrumentación de vigilancia de flujo neutrónico en rango de potencia.
- La instalación de un nuevo sistema de habitabilidad de la sala de control.
- La instalación de instrumentación de vigilancia sísmica de estructuras.
- El nuevo simulador de entrenamiento alcance total.
- El estado operativo de la planta mediante inspecciones no anunciadas.

d) Apercibimientos y sanciones

Durante 2003, el CSN no propuso la apertura de ningún expediente sancionador al titular ni le realizó ningún apercibimiento.

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó seis 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 automáticas del reactor

- El día 16 de enero de 2003 se produjo la parada automática del reactor por señal de muy alta lectura de los medidores de potencia promediada del núcleo (APRM). Dicha señal se generó durante la realización de la prueba funcional del regulador de presión mecánico de respaldo (MPR), cuando al tomar éste el control de la presión tuvo un comportamiento anómalo, que provocó una oscilación de presión y el consiguiente aumento del flujo neutrónico. Este comportamiento pudo ser debido a la existencia de suciedad en la línea de conexión con el sensor de presión del MPR. Se analizará si es viable realizar la toma de presión en una zona más elevada en la que no se puedan producir decantaciones de suciedad que afecten a la medida.

- El día 24 de marzo de 2003 se produjo la parada automática del reactor por señal de muy alta lectura de los medidores intermedios de potencia del núcleo (IRM). Dicha señal se generó durante el arranque de la central posterior a la parada para recarga de la misma, al coincidir la extracción de barras de control con un aumento del caudal del agua de alimentación producido en respuesta a una demanda del control de nivel. Se cambió el control de nivel para hacerlo a través de la válvula de control de agua de alimentación y se cambió la secuencia de extracción de barras, con lo que prosiguió el arranque. Como acción correctora se impartió formación sobre el mismo a las secciones afectadas.

- Asimismo el día 24 de marzo de 2003, se produjo una nueva parada automática del reactor, unas horas más tarde que el indicado anteriormente, por señal de alta presión en la vasija. Dicha señal se generó durante la realización de la prueba funcional de comprobación de estanqueidad de las válvulas de parada de turbina,

debido a que no se aproximó lo suficiente el limitador de carga a la posición que tenían las válvulas de control, permitiendo que éstas abrieran totalmente y provocando, por el propio diseño del control, el cierre de la válvula de derivación. Se estabilizó la planta y volvieron a reanudarse las actividades de arranque. Posteriormente se revisó el procedimiento correspondiente para incluir una descripción más precisa del modo de ajustar el limitador de carga y se impartió formación sobre el incidente a las secciones afectadas.

Paradas no programadas

- No se han producido paradas no programadas.

Otros sucesos notificables

- El día 13 de enero de 2003 se llevó a cabo una parada programada para entrar en contención y comprobar el estado de la válvula MOV-2301-4 del sistema de inyección de refrigerante a alta presión (HPCI) y proceder a su reparación. Dicha válvula había sido declarada inoperable, debido a que no se podía asegurar su funcionamiento en apertura después de su cierre, durante la realización de la prueba de vigilancia de comprobación de la operabilidad de las válvulas de aislamiento de la contención primaria correspondientes al HPCI. Durante la revisión se comprobó que la válvula tenía el vástago partido, debido posiblemente al esfuerzo del eje al hacer contrasiento en la apertura. Se reparó la válvula y se modificó la lógica de apertura, de manera que la finalización del recorrido de apertura sea por final de carrera y no por interruptor de par. Asimismo se revisaron otras válvulas que pudieran presentar una problemática semejante.
- El día 8 de abril de 2003, durante la realización de la prueba de vigilancia de comprobación semestral de las baterías de las Unidades ininterrumpibles, se detectó en la batería que alimenta a la UPS de la barra esencial B, que un

elemento daba una tensión ligeramente superior al valor especificado para la tensión máxima. Al revisar los registros de las pruebas de vigilancia de la batería se encontró que en otra prueba anterior dicho elemento había presentado el mismo problema. Se comprobó que el valor de la tensión total de la batería había permanecido en un valor adecuado. Se sustituyó el elemento en cuestión por otro nuevo que cumplía con los valores de tensión especificados y se realizó un seguimiento posterior de la tensión de este nuevo elemento para comprobar que se mantenía dentro de los límites especificados.

- El día 22 de junio de 2003, durante la realización de la prueba de vigilancia de comprobación de la operabilidad de las válvulas de aislamiento de vapor principal se detectó el funcionamiento anómalo del interruptor del final de carrera correspondiente a una de dichas válvulas. Se declaró inoperable dicho final de carrera y se llevó el subcanal asociado a la condición de disparo. En las comprobaciones posteriores se concluyó que el final de carrera presentaba un defecto en el cableado o en el propio interruptor, por lo que la reparación se llevará a cabo durante la recarga, ya que era necesario el acceso a contención. En el resto del ciclo se ha mantenido el subcanal en condición de disparo.

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.

1.1.2.3. Central nuclear de Almaraz

a) Actividades más importantes

Unidad I

La unidad ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a la parada automática no programada del día 27 de octubre, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el

período de recarga de combustible que tuvo lugar entre el 5 y el 27 de octubre de 2003.

Desde el día 6 de noviembre de 2003, la Unidad opera con una potencia nuclear de 2.739 MWt tras la autorización por el Ministerio de Economía del aumento de la potencia nuclear en un 1,6%.

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

- Sustitución del interno de la bomba de refrigeración del reactor RCP-2 e inspección de los sellos de la bomba RCP-1.
- Sustitución del rotor del alternador.
- Instalación del cuarto transformador de arranque.
- Implantación de 37 modificaciones de diseño entre las que cabe destacar la instalación de un nuevo sistema de medida de caudal de agua de alimentación mediante ultrasonidos, acompañado de un sistema más preciso de medida de su temperatura, lo que ha permitido reducir la incertidumbre global de la medida de la potencia térmica y conseguir aumentar la misma hasta 2.739 MWt, incluyendo los 10 MWt de fuentes distintas del reactor.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 7.810,15 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.233 horas, con un factor de carga del 91,47% y un factor de operación del 93,98%.

Unidad II

La unidad ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a las paradas automáticas no programadas de los días 29 de enero, 1 de marzo, 2 de julio, 17 de agosto y 19 de agosto, la parada programada del día 28 de junio, las reducciones de carga practicadas para la realización de

pruebas periódicas de vigilancia programadas y el período de recarga de combustible que tuvo lugar desde el 20 de abril hasta el 5 de junio de 2003.

Desde el día 11 de diciembre de 2003, la unidad opera con una potencia nuclear de 2.739 MWt, al 101,6%, tras la autorización por el Ministerio de Economía del aumento de la potencia nuclear en un 1,6%.

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-2 y 3.
- Sustitución interno de la bomba de refrigeración del reactor RCP-3.
- Inspección por corrientes inducidas del 9% de tubos del generador de vapor número 2.
- Inspección de alternador y excitatriz.
- Inspección de válvulas de turbina.
- Pruebas de fugas en 82 penetraciones del recinto de contención.
- Mantenimiento del tren B de salvaguardias tecnológicas.

El día 3 de mayo de 2003, durante la realización de las pruebas de recarga previas a la declaración de operabilidad del generador diesel 4DG, el motor B del diesel sufrió una importante avería que obligó a modificar el programa de recarga para reparar el equipo. El titular solicitó una exención para poder proseguir la recarga y poder arrancar la planta con medidas compensatorias que consistían fundamentalmente en la instalación de un grupo de 6 generadores diesel portátiles de mayor capacidad que el generador diesel 4DG y un

equipo de personal de mantenimiento dedicado a ello las 24 horas en turnos sucesivos.

La exención fue concedida por el CSN por un período de 30 días.

Posteriormente la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) ha concedido una exención similar, por un período de 113 días a la unidad II de la central nuclear de South Texas.

Tras la reparación del generador diesel 4DG en Francia (SCM Mulhouse), el día 28 de junio se realizó una parada programada de dos días, con desacoplamiento de la Unidad, para la instalación del generador diesel 4DG tras su reparación.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 6.870,339 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.406 horas, con un factor de carga del 79,82% y un factor de operación del 84,54%.

Ambas Unidades

El simulacro anual, del plan de emergencia interior, común para ambas Unidades, se realizó el día 25 de septiembre de 2003. El suceso simulado consistió en verificar la respuesta ante la simulación de un incendio con pérdida del transformador de arranque y posteriores fugas en el circuito primario que permitió la declaración de los diferentes estados de emergencia desde la *Prealerta*, categoría I, hasta *Emergencia general* en categoría IV. Asimismo se simuló la pérdida de comunicaciones con la Sala de emergencias (Salem) 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 Consejo, en su reunión de 11 de diciembre de 2002, acordó informar favorablemente las revisiones 66 y 61 de las Especificaciones técnicas

de funcionamiento (ETF) de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 20 de enero de 2003.

- El Consejo, en su reunión del 5 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente el Plan de gestión de residuos radiactivos. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión de 20 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 67 y 62 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 31 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión de 23 de abril de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 68 y 63 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 mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 28 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la *Gestión convencional de carbón activo con muy bajo contenido de actividad*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de junio de 2003.
- El Consejo, en su reunión de 28 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 69 y 64 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 12 de junio de 2003.

- El Consejo, en su reunión de 25 de junio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 65 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de la unidad II. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de julio de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 15 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 70 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 23 de octubre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 15 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente la autorización para el aumento de la potencia térmica nominal de la unidad I. Esta autorización fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de octubre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 15 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión AC-15 del *Estudio de seguridad*, correspondiente al aumento de la potencia térmica. Esta autorización fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de octubre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 22 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 71 y 66 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de las unidades I y II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 31 de octubre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la prórroga de autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares. Esta prórroga fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 26 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones 67 y 68 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de las unidades I y II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 10 de diciembre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 26 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 72 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 10 de diciembre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 26 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la autorización para el aumento de la potencia térmica nominal de la unidad II. Esta autorización fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 10 de diciembre de 2003.
 - El Consejo, en su reunión de 26 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la ampliación a la unidad II de la revisión AC-15 del *Estudio de seguridad*. Esta autorización fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 10 de diciembre de 2003.
- El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a apreciaciones favorables, instrucciones técnicas complementarias y exenciones:

- El Consejo en su reunión de 8 de enero de 2003 acordó emitir una instrucción técnica complementaria regulando la documentación sobre actividades de recarga a enviar al CSN.
- El Consejo en su reunión del 9 de abril de 2003 acordó conceder una exención temporal al cumplimiento de los apartados 3.8.1.2.b.2 y 3 de las Condiciones Limitativas de Operación (CLO) de las Especificaciones técnicas de funcionamiento de la unidad I, en lo relativo al volumen mínimo a contener en el tanque de almacenamiento de gas-oil de los generadores diesel para poder proceder a su limpieza, por un período máximo de 15 días y con la adopción de medidas compensatorias por parte del titular.
- Asimismo, y en la misma reunión, el Consejo concedió una exención temporal a los apartados 3/4.7.4 y 3.8.1.1, de las especificaciones técnicas de la unidad I, con objeto de posibilitar actividades relacionadas con la propuesta de reducción de la temperatura del agua del sumidero final de calor, por un período de 40 horas y con la adopción de medidas compensatorias por parte del titular.
- El Consejo en su reunión de 2 de junio de 2003 acordó conceder una exención temporal al cumplimiento de los apartados 3.8.1.1.b, 3.0.4, 3.0.5, 3.3.2.1 y 3.3.3.5 de las condiciones limitativas de operación de las especificaciones técnicas de funcionamiento, necesaria para posibilitar el arranque hasta modo 1 de la unidad II sin tener operable el generador diesel 4DG, por un período máximo de 30 días y con la adopción de medidas compensatorias por parte del titular.

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 2003 se realizaron 37 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 37 inspecciones realizadas en 2003, las cuatro siguientes están relacionadas con el suceso notificable ocurrido en la planta en relación con la avería del generador diesel 4DG:

- Revisión de aspectos relacionados con la ingeniería de factores humanos. exención temporal SEE-2-03/02 fuentes de corriente alterna, unidad II.
- Inspección para comprobar medidas compensatorias relacionadas con la exención SEE-2-03/02.
- Pruebas de especificaciones técnicas (ETF) y de arranque del generador diesel 4DG tras la reparación.
- Asistencia a las pruebas del grupo de generadores diesel portátiles sustitutivos del generador diesel 4DG.

Las siguientes 16 inspecciones corresponden al *Programa base de inspección*:

- Desarrollo del Programa de garantía de calidad.
- Protección física.
- Calificación ambiental de equipos.
- Inspección en servicio. Presencia de pruebas.
- Protección radiológica operacional en la decimocuarta recarga de la unidad II.
- Plan de gestión de vida.

- Seguimiento de la vigilancia y control de efluentes radiactivos.
- Química y erosión-corrosión.
- Inspección funcional de sistemas significativos para el riesgo (3 actas).
- Simulacro de emergencia.
- Inspección al mantenimiento y actualización del *Análisis probabilista de seguridad* (APS).
- Inspección de pruebas de arranque de la unidad I.
- Inspección del plan de vigilancia radiológica ambiental.
- Gestión integral del mantenimiento.
- Inspección no anunciada de la inspección residente del CSN.

El resto de inspecciones, 17, están relacionadas con:

Aumento del 1,6% de potencia en ambas unidades como son las siguientes inspecciones:

- Inspección de aspectos nucleares del aumento de potencia.
- Control de trabajos nucleares de Enusa.
- Análisis de consecuencias radiológicas. Se realizaron dos.
- Sistemas auxiliares.
- Sistemas eléctricos.

Paradas de recarga de ambas unidades, para la revisión del Programa Alara en ambas recargas.

Seguimiento del cumplimiento de instrucciones complementarias del CSN como son las siguientes inspecciones:

- Sumidero final de calor.
- Edificio de combustible.
- Sistemas de Protección contra Incendios.

Otras inspecciones:

- Aspectos deterministas y probabilistas de la aplicación de la inspección en servicio informada por el riesgo, de las tuberías clase I de Almaraz I.
- Cálculo de actuadores de válvulas motorizadas.
- Transporte de material radiactivo. Se realizaron dos.
- Gestión de repuestos.
- Plan de emergencia interior.

d) Apercebimientos y sanciones

No se ha producido a lo largo del año 2003 ningún apercebimiento ni sanción a la central nuclear de Almaraz.

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó 11 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).

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

- El día 27 de octubre de 2003 se produjo una parada automática del reactor, estando la unidad al 1% de potencia y desacoplada de la red, por bajo nivel en el generador de vapor GV-2, debido a un error del personal de operación en el control del agua de alimentación auxiliar en esas condiciones. Como acción correctora se insistirá durante las sesiones de reentrenamiento en el seguimiento adecuado de la evolu-

ción de los parámetros y las acciones manuales para el control de nivel de los generadores de vapor a bajas potencias. Asimismo, se reproducirá el incidente en las sesiones de reentrenamiento en el simulador.

Paradas no programadas

Ninguna.

Otros sucesos notificables

- El día 9 de enero de 2003 y debido a una perturbación en la red de 220 kV, se produjo una oscilación de tensión en la barra 1A4 de 6,3 kV correspondiente al tren B de salvaguardias, que se alimentaba desde el transformador de arranque T1A2. Como consecuencia de ello actuó el secuenciador de mínima tensión del tren B, produciéndose correctamente el arranque de los equipos correspondientes. La oscilación de tensión fue de muy corta duración por lo que no llegó a arrancar el generador diesel correspondiente.

La unidad se encontraba estable, con los distintos parámetros de operación dentro de los valores normales. Una vez comprobada la correcta actuación del secuenciador, se procedió a rearmarlo y a normalizar los equipos que habían actuado. El incidente de origen externo, no afectó a la seguridad de la planta, desarrollándose las acciones automáticas correctamente y siendo nulo el impacto ambiental. Los transformadores T12A y T2A2 y sus protecciones fueron revisados, así como los interruptores 52/5 y 52/6, sin encontrar anomalías. En la línea L-65 se realizó una revisión detectándose un fallo en el relé 94P/L65 de disparo de interruptores por protección primaria. Este relé fue sustituido por otro nuevo y tras las pruebas oportunas quedó la línea en servicio.

- El día 14 de octubre de 2003 se produjo mínima tensión en la barra 1A4 produciéndose el arranque y acoplamiento del generador diesel

3DG a dicha barra, por caída de un rayo en la línea de 220 kV.

La unidad se encontraba en recarga, con el combustible descargado en la piscina y con el tren de salvaguardias B en servicio.

Debido a una fuerte tormenta en la zona, la caída de un rayo produjo una perturbación que originó el disparo del transformador de arranque del que se estaba alimentando la barra 1A4. La mínima tensión en la barra produjo el arranque y acoplamiento del diesel, pero instantes después se produjo la apertura de su interruptor. Tras varios intentos manuales para provocar su cierre, el interruptor volvió a cerrarse al cabo de cuatro minutos, realizándose correctamente el arranque de las cargas según la secuencia prevista. Los problemas del interruptor del diesel se debieron a anomalías en la bobina de disparo que se encontró quemada tras el desmontaje del interruptor. Una vez reparado se realizaron las pruebas oportunas para dejar el equipo en correcto estado. El defecto en la bobina se considera un fallo puntual. Como consecuencia del transitorio, la piscina de elementos combustibles se quedó sin refrigeración forzada durante siete minutos. La temperatura del agua permaneció constante y acorde con las especificaciones técnicas durante todo el transitorio.

Unidad II

Paradas automáticas del reactor

- El día 29 de enero de 2003, estando la unidad al 100% de potencia, se produjo una parada automática de reactor por señal de alta variación de flujo neutrónico rango de potencia. La razón fue la coincidencia de una señal espuria proveniente del canal N-43 (cuya cámara de neutrones estaba fallada) con la del canal de instrumentación nuclear de potencia N-42, que en esos momentos presentaba la condición simulada de parada automática, por estar realizándose las pruebas de vigilancia trimestrales

según el procedimiento de vigilancia IC2-PV-9.04 de especificaciones técnicas en el canal N-42. Una vez identificada la causa de bajo aislamiento de los cables del canal N-43, se sustituyó la cámara de neutrones N-43 y se realizaron las pruebas correspondientes de operabilidad con resultados satisfactorios. Posteriormente se procedió al arranque de la central, haciéndose crítico el reactor el día 2 de febrero y se acopló la central a la red el día 3. Como acción correctora, y tras detectarse el bajo aislamiento en los cables del canal correspondientes a alta tensión, se contactó con el fabricante a fin de determinar la pérdida de aislamiento del canal N-43 y se clasificó el hecho como un problema de deficiente mantenimiento.

- El día 1 de marzo de 2003, con la central al 100% de potencia, se produjo una parada automática de reactor por actuación accidental del relé de protección eléctrica 49/1T-T2 de imagen térmica del trafo principal, fase R, lo cual provocó la parada automática de turbina y la consiguiente parada de reactor. La actuación del relé fue debida a que durante la maniobra de selección de otro grupo de ventiladores de refrigeración de la fase-R del transformador principal para control automático, se tocó inadvertidamente el referido relé de imagen térmica 49/1R-T2. Se realizó una revisión de la actuación del relé de imagen térmica verificándose su correcto estado y se reprodujo el incidente comprobándose el cierre de los contactos de mercurio al inclinar el relé. La central se recuperó sin incidencias y el día 1 se hizo nuevamente crítico el reactor, acoplándose la unidad a la red el mismo día 1. Con posterioridad se realizó un análisis de causa raíz mediante el método Human Performance Enhancement System (HPES), derivándose las siguientes acciones correctoras: a) Reforzar la formación al personal que realiza trabajos en los transformadores principales, sobre las características de los relés de imagen térmica; b) Insistir en la necesidad de utilizar medios ade-

cuados para el acceso a los indicadores locales de difícil lectura y c) Colocar en los relés de imagen térmica de los transformadores principales indicación de precaución para evitar manipulaciones indebidas en los mismos.

- El día 2 de julio de 2003, 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 y se acopló el día 3 a la red nacional. Como acciones correctoras se han identificado las siguientes: a) Definir un programa de cambio de juntas de cartón por juntas espirometálicas, dando prioridad a aquellas que se encuentran localizadas en líneas próximas a equipos importantes; b) Revisar en profundidad el circuito de disparo de la bomba de condensado analizando la posibilidad de eliminar el dispositivo de protección térmica de devanados en las bombas, y c) Realizar un estudio de las protecciones de sobreintensidad de las barras normales, transformador auxiliar de grupo y transformadores de arranque desde el punto de vista de selectividad.
- El día 17 de agosto de 2003, estando la unidad al 100% de potencia, se produjo una parada automática de reactor por bajo nivel en generador de vapor nº 1, debido al cierre de la válvula de aislamiento de vapor principal MS2-HV-4797A. El cierre de la válvula fue originado al

producirse una fuga de aire en la válvula de alivio rápido en la alimentación de aire a la válvula de venteo MS2-3001, que tiene como función producir el cierre de emergencia de la válvula de vapor principal. Tras la revisión realizada se procedió a la sustitución de cinco de las válvulas de alivio rápido instaladas por otras de un nuevo modelo. La sexta no se cambió al haber sido renovada con anterioridad. Tras comprobar que la central se había recuperado adecuadamente, se procedió a la reparación de la fuga y tras las pruebas oportunas en la válvula se comenzó el arranque de la planta. Como acciones correctoras se llevarán a cabo las siguientes: a) Ampliación del alcance del mantenimiento preventivo aplicado a los accesorios neumáticos de las válvulas de venteo y ejercicio de las válvulas de aislamiento de vapor principal, incluyendo las válvulas de alivio rápido y las antirretorno y b) Emisión de una gama de mantenimiento para la sustitución periódica de las válvulas de alivio rápido.

- El día 19 de agosto de 2003, se produjo una parada automática de reactor estando la unidad al 12% de potencia durante el proceso de subida de carga tras la parada anterior del día 17. La parada se produjo por alto flujo nuclear rango intermedio durante la realización de ajustes en la electrónica asociada al canal N-36 de instrumentación nuclear en rango intermedio que había sido sustituido previamente al arranque.

Posteriormente se realizaron pruebas simuladas y reales en los diferentes canales de instrumentación nuclear para localizar la causa, no repitiéndose el hecho durante las mismas, por lo que la anomalía se achacó a un fallo espurio de la electrónica asociada a dicho canal, procediéndose a continuación a la puesta en marcha de la planta, haciéndose crítico el reactor y acoplándose la central el día 20. Como acciones correctoras se identificaron las siguientes: a) Revisión del procedimiento sobre alineación de la instrumentación nuclear para

incluir como condición inicial que la parada automática del reactor por alto flujo neutrónico quede bloqueado durante la prueba, b) Se ampliará el alcance del procedimiento de revisión de los finales de carrera de las válvulas de turbina, c) Se analizará la viabilidad de mejorar el sistema de fijación de los finales de carrera, d) La escuela de formación impartirá este incidente al personal de operación.

Paradas no programadas

- El día 28 de junio de 2003 se realizó una parada con desacoplamiento de la unidad, de dos días, hasta el 0% de potencia para la instalación del generador diesel 4DG tras su reparación.

Otros sucesos notificables

- El día 9 de enero de 2003 y debido a una perturbación en la red de 220 kV, se produjo una oscilación de tensión en la barra 1A4 de 6,3 kV correspondiente al tren B de salvaguardias, que se alimentaba desde el transformador de arranque T1A2. Como consecuencia de ello actuó el secuenciador de mínima tensión del tren B. Esta perturbación afectó a ambas unidades y ya se explica en este informe, en toda su extensión, para la Unidad I.
- El día 15 de noviembre de 2003, con la unidad al 100% de potencia, se realizó una bajada de carga hasta 650 MWe por disparo de la turbobomba de agua de alimentación FW-B, originado por el disparo de una bomba de aceite de lubricación. Como consecuencia de esta bajada rápida, la diferencia de flujo axial estuvo fuera de su banda de maniobra durante 20 minutos. Una vez identificada la causa y reparada la anomalía y tras comprobar que la unidad se había comportado adecuadamente, se hizo nuevamente crítico el reactor el día 16.
- El día 24 de diciembre de 2003, se produjo una actuación del secuenciador de mínima tensión

debido a una perturbación eléctrica exterior a la planta, en la línea C.T. Almaraz-Casatejada, que originó una oscilación de tensión en el parque de 220 kV, ocasionando una bajada de tensión en la barra de salvaguardias 2A4 que no produjo ninguna otra incidencia significativa. El generador diesel asociado 4DG no arrancó debido a la corta duración de la mínima tensión. Se comprobó que la unidad se encontraba estable, con los distintos parámetros de operación dentro de los valores normales y una vez comprobada la correcta actuación del secuenciador, se procedió a rearmarlo y a normalizar los equipos que habían actuado.

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.

1.1.2.4. 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 2003, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas, durante algunos de los sucesos que se explican en el apartado correspondiente y la parada programada de la recarga de combustible que tuvo lugar entre el 8 de marzo y el 12 de abril de 2003.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la decimosexta recarga, al margen de la carga de sesenta y cuatro elementos combustibles nuevos, fueron:

- Miniaumento de potencia térmica nuclear de 2.910 MWt a 2.952,3 MWt.
- Cambio del sistema de vigilancia de la radiación.

- Modificación de la cabeza de la vasija del reactor para reducir su temperatura y la sustitución de la tapa de la misma.
- Pruebas de fugas de penetraciones (LLRT).
- Inspección visual de los cabezales superiores de 28 elementos combustibles, con resultado satisfactorio.

Durante la recarga hubo un conflicto laboral que supuso un retraso de cuatro días en los trabajos programados.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 7.927,250 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.900,42 horas, con un factor de carga del 87,75% y un factor de operación del 90,19%.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y durante algunos de los sucesos que se explican en el apartado correspondiente.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.887,460 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.744,15 horas, con un factor de carga del 98,77% y un factor de operación del 99,82%.

Ambas Unidades

El simulacro anual del plan de emergencia interior se realizó el 16 de octubre de 2003. El suceso simulado consistió en pérdida de corriente eléctrica exterior de 110 kV y rotura de tubos en los generadores de vapor B y C de la unidad II. También, se producía fallo del aislamiento de vapor principal. Además, en esta ocasión el simulacro tuvo como característica especial la pérdida de la

comunicación entre la Sala de emergencias (Salem) y la central nuclear a través del Sistema de Captación de Datos Automáticos (SCADA). Como medida de contingencia la central envió por fax al CSN la información imprescindible.

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:

Unidad I

- El Consejo, en su reunión del 20 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente el aumento de potencia térmica a 2.952,3 MWt (1,4% potencia térmica nuclear) y conversión a cabeza fría, la sustitución de la tapa de la vasija del reactor y la modificación del sistema de vigilancia de la radiación, así como sobre la revisión 30 del estudio de seguridad y la revisión 68 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de central nuclear Ascó I, ambas asociadas a las modificaciones citadas. Estas modificaciones fueron autorizadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo de 2003, y las revisiones del Estudio de Seguridad (ES) y de las especificaciones técnicas de funcionamiento fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de la misma fecha.

Unidades I y II

- El Consejo, en su reunión del 5 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos de la central nuclear de Ascó. Este Plan fue aprobado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo 2003.
- El Consejo, en su reunión del 21 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones de las especificaciones técnicas de funcionamiento 69 de la central nuclear Ascó I y 69

de la central nuclear Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de junio de 2003.

- El Consejo, en su reunión del 3 de julio de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones de las especificaciones técnicas de funcionamiento 70 de la central nuclear Ascó I y 70 de la central nuclear Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de julio de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 10 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones de las especificaciones técnicas de funcionamiento 71 de la central nuclear Ascó I y 71 de la central nuclear Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 9 de octubre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones de las especificaciones técnicas de funcionamiento 72 de la central nuclear Ascó I y 72 de la central nuclear Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 31 de octubre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 20 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente las revisiones de las especificaciones técnicas de funcionamiento 73 de la central nuclear Ascó I y 73 de la central nuclear Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de noviembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 20 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente el almacenamiento de las tapas de las vasijas del

reactor en el almacén temporal de los generadores de vapor, así como sobre la revisión 31 del *Estudio de seguridad* de la central nuclear Ascó I y la revisión 35 del *Estudio de seguridad* de la central nuclear Ascó II, ambas asociadas a dicho almacenamiento. Este almacenamiento fue autorizado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de noviembre de 2003, y las revisiones del *Estudio de seguridad* fueron aprobadas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de la misma fecha.

- El Consejo, en su reunión del 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares. Esta prórroga fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.

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

- En su reunión del 8 de enero de 2003, acordó emitir una instrucción técnica complementaria aplicable a las dos unidades sobre la planificación de las actividades de recarga.
- El Consejo en su reunión del 9 de abril de 2003 apreció favorablemente la solicitud para alcanzar la nueva potencia térmica de 2.952,3 MWt, en la unidad I tras la evaluación de los nuevos análisis de presión y temperatura en contención presentados por el titular, a que se refiere la condición de la resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo de 2003, por la que se autoriza la nueva potencia térmica.

- El Consejo en su reunión del 15 de julio de 2003 apreció favorablemente las propuestas de revisión II/MV/01/01 y de abril de 2002 del Manual de vigilancia de la central nuclear Ascó II frente a los efectos del levantamiento del terreno.
- El Consejo en su reunión del 5 de marzo de 2003 acordó conceder una exención temporal al cumplimiento de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento 4.6.1.2*, en lo relativo al plazo para realizar la prueba integrada de fugas de contención de la central nuclear Ascó I, hasta el 3 de octubre de 2004, y con la adopción de la medida adicional de realizar en la recarga de marzo de 2003 la inspección visual de la contención.

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 2003 se realizaron 30 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 30 inspecciones realizadas en 2003, la inspección siguiente está relacionada con sucesos notificables ocurridos en la planta:

- Verificación del cumplimiento de las acciones de la *Especificación técnica 3.4.2* durante el transitorio de caída de barra de control ocurrido el 9 de septiembre de 2003.

Las 17 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Seguridad física.
- Inspección en servicio en decimosexta parada de la central nuclear Ascó I.
- Protección radiológica operacional en la decimosexta recarga de la central nuclear Ascó I.
- Pruebas físicas del ciclo 17 de la central nuclear Ascó I.
- Implantación de mejoras en los sistemas de prevención y protección contra incendios.
- Actividades en sistemas eléctricos, instrumentación y control y válvulas motorizadas (MOV) durante la decimosexta parada de la central nuclear Ascó I.
- Gestión de residuos de baja y media actividad.
- Inspección a *Operación*.
- Inspección no anunciada (dos inspecciones).
- Experiencia operativa y normativa.
- Requisitos de vigilancia.
- Sistema de control de compromisos del titular con el CSN.
- Formación y reentrenamiento del personal de la central.
- Actividades de vigilancia, mantenimiento y control sobre el emplazamiento.
- Plan de Emergencia Interior (PEI) y simulacro de emergencia.
- Modificaciones de diseño.
- Mini-aumento de potencia térmica (MAP) y conversión a cabeza fría.
- Compatibilidad de sistemas nucleares.
- Compatibilidad de estructuras, sistemas, equipos y componentes mecánicos. Sustitución de la tapa de la vasija (esta inspección se realizó junto con la inspección en servicio en decimosexta parada de la central nuclear Ascó I del *Programa base de inspección*).
- Impacto en los procedimientos de operación de emergencia (POE).
- Ingeniería del núcleo y análisis de accidentes .
- Pruebas del nuevo sistema de vigilancia de la radiación de la central nuclear Ascó I.
- Plan de calidad en la fabricación de la tapa de la vasija de la central nuclear Ascó II.
- Sistemas de filtración relacionados con la seguridad. Cumplimiento de la R.G.1.52, rev. 3.
- Sistema de instrumentación de vigilancia sísmica en el emplazamiento.
- Gestión de propuestas de revisión de documentos de explotación.
- Transporte material radiactivo.
- Inspección en servicio del sistema de postensado de la contención de la nuclear Ascó I. Barras testigo de armaduras en la central nuclear Ascó II.
- Simulador de alcance total.
- Comprobaciones adicionales de seguridad física.

El resto de inspecciones se han dedicado principalmente a comprobar aspectos relativos a modificaciones de diseño y cambios de ETF. En particular se realizaron inspecciones sobre:

d) **Apercibimientos y sanciones**

No se ha producido durante el año 2003 ningún apercibimiento ni sanción a la central nuclear de Ascó.

e) Sucesos

Durante el año 2003 el titular notificó 10 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).

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna parada.

Paradas no programadas

No se ha producido ninguna parada no programada.

Otros sucesos notificables

- El día 11 de abril de 2003, estando el reactor subcrítico en *Modo 3*, al abrir las válvulas de aislamiento del acumulador 15TO1A al primario, al alcanzar $70,3 \text{ kg/cm}^2$ de presión en el presionador, se observó disminución de presión de nitrógeno hasta $42,6 \text{ kg/cm}^2$, aproximadamente 1 kg/cm^2 por debajo de los límites establecidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento.

Dado que la presión del primario no se encontraba suficientemente estabilizada, al abrir las válvulas de aislamiento del acumulador en algunos momentos se llegó a superar los $70,3 \text{ kg/cm}^2$, por lo que se procedió a declarar inoperable el acumulador A.

Se bajó la presión por debajo de los $70,3 \text{ kg/cm}^2$, que son los establecidos para la situación de la planta en *Modo 3*, y se repuso presión de nitrógeno al acumulador según valores requeridos.

Una vez establecidas las condiciones requeridas de presión en el acumulador A se declaró operable y se prosiguió con el aumento de presión del RCS.

La causa más probable de la disminución de presión de nitrógeno en el acumulador fue la presen-

cia de alguna bolsa de aire en el tramo de la tubería de descarga del acumulador sobre la rama fría del circuito primario.

Como acción correctora se advirtió al personal de operación de la importancia de que estén estables los parámetros de la planta antes de hacer determinadas operaciones.

- El día 9 de septiembre de 2003, estando la planta unidad al 100% de potencia, se produjo caída de la barra E-5 del Banco de Parada B al perderse la retención sobre la misma, al desenergizarse la bobina de retención de la barra por fusión del fusible FU-37 del circuito de alimentación de la bobina. Como consecuencia, se produjo un desequilibrio de potencia por cuadrantes (DPC), de 1.08 superior al límite establecido en las especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF). En aplicación de la Acción a) de la ETF 3.2.4. se inició una reducción de potencia de un 24%, y se estabilizó la potencia nuclear en el 66%. En cumplimiento de la acción C2 de la ETF 3.1.3.1 se declaró inoperable la barra.

Se sustituyó el fusible fundido FU-37, se recuperó la barra E-5 en posición totalmente extraída y al alcanzar el 1.02 de DPC (límite de la CLO 3.2.4.), se inició la subida de potencia.

La causa de fusión del fusible se debe al envejecimiento de su material. Se realizará un seguimiento del estado de los fusibles, se estudiará la conveniencia de sustituir estos fusibles en todas las cabinas y la posibilidad de aumentar su calibre, y también, la posibilidad de implantar un circuito adicional de alimentación a las bobinas de retención para evitar la caída de barras.

- El día 9 de septiembre de 2003, estando la planta al 92% de potencia, durante la subida de potencia tras la caída y normalización de la barra E-5 ocurrida el mismo día, se obtiene un valor de 1,021 de desequilibrio de potencia por

cuadrantes, superior al límite de 1,02 de las ETF. En aplicación de la acción a) de la ETF 3.2.4 se inicia una reducción de potencia del 92 hasta el 80%, manteniéndose este nivel hasta que se estabilizó la oscilación de potencia.

Dado que el titular no propuso ninguna acción correctora en relación con errores humanos que pudieran haberse producido en este incidente, el CSN le ha requerido la realización de un análisis de causa raíz y su remisión a este organismo para su evaluación.

- El día 24 de noviembre de 2003, con la planta operando al 85% de potencia, durante una reducción rápida de potencia al ritmo de bajada de 50 MW/min, se produjo una salida del delta de flujo neutrónico de la banda de maniobra durante 8 minutos, y como consecuencia del transitorio de potencia y el movimiento de barras, tras la boración inicial efectuada, se produjo una nueva salida del delta de flujo neutrónico de la banda de maniobra durante 10 minutos.

El rápido aumento de caudal del río Ebro desde 510 m³/s hasta 1.400 m³/s, motivó la acumulación de gran cantidad de suciedad (hojas y barro) arrastrada por el agua en el canal de aspiración de las bombas de agua de circulación, lo que produjo la rotura de fusibles mecánicos en las rejas móviles 40F03D y 40F03C asociados, respectivamente, a las bombas de agua de circulación 40P01D y 40P01C.

Esta reducción rápida de potencia se efectuó para evitar la parada automática del reactor, dado que durante el intervalo de tiempo entre la rotura y reposición de los fusibles se llegó al tarado de muy bajo nivel en la cantara D, lo que obligó a parar la bomba de agua de circulación asociada, 40P01D. Ante el descenso simultáneo de nivel en la cantara C, se optó por una bajada rápida de carga por existir la posibilidad de la

pérdida de una segunda bomba de agua de circulación. El titular tiene previsto implantar una modificación de diseño para que estas avenidas de suciedad del río no afecten al funcionamiento de las bombas de circulación.

- El día 4 de diciembre de 2003, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo una fuga del refrigerante del reactor al tanque de alivio del presionador en cantidad superior a los 37,85 litros/minuto establecidos en la ETF 3.4.6.2. La duración de la fuga fue de 41 minutos.

El origen del suceso fue la intervención realizada en la válvula controladora de caudal de la línea de carga, VCF 122, intervención que tenía por objeto la reparación de la empaquetadura de la válvula. Esta intervención implica el cierre del orificio VN 1109 de la línea de descarga con el fin de reducir el caudal. Una vez realizada la intervención y en el proceso de normalización del sistema que implica la apertura del orificio VN 1109, se produjo un incremento de presión de la línea que provocó la apertura de la válvula de seguridad V11200, lo que produjo la citada fuga.

La planta estuvo operando al 100% y se mantuvo en estos niveles durante todo el proceso, no habiéndose producido ninguna anomalía en equipos de seguridad.

La causa de la apertura de la válvula de seguridad V11200 y la consiguiente fuga identificada, fue el transitorio de presión generado por la apertura brusca del orificio VN1109, favorecida por un tarado bajo de la citada válvula de seguridad. Se revisará el funcionamiento, tarados y ajustes de dicha válvula y orificio.

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

No se ha producido ninguna parada.

Paradas no programadas

No se ha producido ninguna parada no programada.

Otros sucesos notificables

- El día 22 de enero de 2003, con la planta operando al 100% de potencia, se declaró inoperable el canal asociado al tren A de los interruptores de disparo de reactor, durante la ejecución del PV-92 A-1 *Prueba funcional del interruptor de disparo de reactor*, al haberse superado durante la ejecución del procedimiento de vigilancia el tiempo máximo, de dos horas, permitido.

El motivo por el que no se pudo finalizar la prueba en dos horas fue un falso contacto en el borne número 4 del selector S602, en el panel del tren A del sistema de protección, que impedía la energización de los relés de prueba correspondientes.

Se procedió a normalizar el panel y a realizar los restantes apartados de la prueba con resultado satisfactorio. En la próxima parada de recarga se realizará una revisión del selector S602 y se sustituirá, si procede.

- El día 27 de abril de 2003, con la planta operando al 100% de potencia, se procede a una bajada de carga y desconexión de la red para reparar una rotura de línea de vapor en el edificio de turbina.

La fuga de vapor se debió a la rotura de la tubería de 2 pulgadas entre las válvulas V-35156 y V-35158, que va del drenaje de segunda etapa del recalentador 31E01B al calentador de alta presión de agua de alimentación principal nº 1-A 35E01A, debido a una pérdida de espesor generalizada por erosión/corrosión, como consecuencia de la inadecuada posición de las válvulas de drenaje de la 1ª y 2ª etapa de los recalentadores.

Se ha sustituido el tramo roto, y se han inspeccionado los otros siete tramos similares, de los que se han sustituido cinco. Una vez reparada la rotura, y normalizados los equipos afectados, se inició la subida de potencia, alcanzándose el 100% de potencia.

El origen de la rotura se debe a una imprecisión en el procedimiento IOP-3.21 *Separadores de humedad-recalentadores* que ha ocasionado que la posición de la válvula V-35156 (línea 31159-3-G6), que regula el caudal de vapor de drenaje de la 2ª etapa del recalentador MSR 31E01B, estuviera demasiado abierta, lo que ha supuesto un caudal de vapor mayor en la tubería 31159-3-G6, que ha motivado un incremento de la erosión/corrosión, con la consiguiente pérdida de espesor y la rotura final de la misma. Se revisará el IOP-3.21, se verificará en la recarga la posición de dichas válvulas y se estudiará realizar el cambio de material de todas las líneas similares.

- El día 6 de mayo de 2003, con la planta operando al 100% de potencia, se produjo la pérdida de potencia exterior en barra 7A al disparar el transformador auxiliar de arranque TAA-1 por cortocircuito en la caja de bornas de la protección, asociada al regulador de tomas, al producirse entrada de agua de lluvia en la caja. Por señal de pérdida de potencia exterior se produjo el arranque del generador diesel de emergencia A (GD-A) y la actuación correcta del secuenciador de cargas asociado.

Se saneó la caja de bornas de la protección afectada y se dejó operable el transformador auxiliar de arranque TAA-1, quedando normalizada la alimentación a la barra 7A, desde el TAA-1.

Para evitar este tipo de incidentes, se revisará la gama de mantenimiento correspondiente, incluyendo una instrucción específica para realizar el sellado de los puntos susceptibles de entrada de agua en la caja de bornas.

- El día 9 de agosto de 2003, con la planta operando al 98% de potencia, se produjo una salida del delta de flujo neutrónico de la banda de maniobra durante 12 minutos durante una reducción rápida de potencia, para evitar la parada automática del reactor por la acumulación de algas en el canal de aspiración de las bombas de agua de circulación, que había motivado la rotura del fusible mecánico de la reja 40F12A y el disparo de la bomba de circulación 40P01A. La potencia quedó estabilizada al 92% de potencia. Tras la normalización del sistema de agua de circulación, se inició la subida de potencia, quedando estabilizada la planta al 96%.

Durante la subida de potencia, con la planta operando al 96% de potencia se produjo una nueva llegada masiva de algas que motivó la rotura del fusible mecánico de la reja 40F12B y el disparo de la bomba de circulación 40P01B, lo que obligó a una nueva reducción de carga hasta el 87% de potencia, volviéndose a producir una salida del delta de flujo neutrónico de la banda de maniobra de 25 minutos. Tras recuperarse la situación se inició la subida de potencia, alcanzándose el 100% ese mismo día.

El titular tiene previsto implantar una modificación de diseño para que estas avenidas de suciedad del río no afecten al funcionamiento de las bombas de circulación.

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.

1.1.2.5. Central nuclear de Cofrentes

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de la máxima potencia térmica autorizada en condiciones estables durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a las paradas automáticas no programadas de los días 9 de junio y 5 de noviembre,

las reducciones de carga practicadas para la realización de actividades programadas de mantenimiento, pruebas y cambios de secuencia de las barras de control, y el período de la parada de recarga de combustible que tuvo lugar entre el día 14 de septiembre y el día 16 de octubre (previamente a dicha parada de recarga, la central operó con reducción progresiva de potencia a partir del día 16 de julio, fecha del comienzo de la extensión del ciclo de operación). La central operó con una máxima potencia térmica autorizada de 3.184 MWt (110,00% de la potencia térmica original) hasta el día 30 de octubre de 2003, a partir del cual operó con una máxima potencia térmica autorizada de 3.237 MWt (111,85% de la potencia térmica original), una vez cumplidas las condiciones requeridas para el *Aumento de potencia por ajuste de caudal de agua de alimentación (APAC)*.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 208 elementos combustibles nuevos, fueron:

- Sustitución de componentes internos de una de las bombas de recirculación.
- Sustitución de una fase del transformador principal.
- Sustitución de 28 mecanismos de accionamiento de las barras de control, y de un número similar de barras de control.

Esta parada de recarga ha sido objeto de un seguimiento reforzado por parte del CSN, a consecuencia de los problemas ocurridos durante la recarga del año 2002. La valoración que se ha realizado de la recarga del año 2003 tras dicho seguimiento reforzado es positiva.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.293,537 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.799,117 horas, con un factor de carga del 87,10% y un factor de operación del 89,03%.

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el día 27 de noviembre de 2003. El suceso simulado consistió en un accidente con liberación de altas tasas de radiactividad al exterior, a través de una rotura en el condensador principal, con fallo de aislamiento de vapor principal; además, se produjo fallo de la inserción de las barras de control, así como de los sistemas de despresurización del reactor y de refrigeración de emergencia del núcleo a alta presión. En esta ocasión, el simulacro tuvo como característica especial el escenario de *tipo ventana* (no se requería la simulación de la secuencia accidental completa), y como principal objetivo la comprobación de intervenciones de protección radiológica en el interior y en el exterior del 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 del día 12 de diciembre de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 42 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 20 de enero de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 6 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 3 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 30 de abril de 2003, acordó informar favorablemente la modificación de diseño *Actualización de la Incertidumbre de Lectura de las Sondas de Calibración de la Instrumentación de Vigilancia Neutrónica (TIP) para el Cálculo del Límite de Seguridad de Mínima Razón de Potencia Crítica (SLMCPR)*, junto con la modificación de las ETF asociada. La modificación de diseño fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de mayo de 2003. La modificación de ETF fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 9 de mayo de 2003, pasando a constituir la revisión 43 de las ETF.
- El Consejo, en su reunión del día 30 de abril de 2003, acordó informar favorablemente el transporte, por la compañía Express Truck, S.A., de elementos combustibles frescos fabricados por la compañía Westinghouse Atom AB, procedentes de Suecia, con destino a la central nuclear de Cofrentes. Este transporte fue aprobado por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 8 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 2 de las ETFM, para sustituir a la revisión 43 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 27 de mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 14 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la operación con una potencia térmica máxima de 3237 MWt (modificación de diseño denominada *Aumento de potencia por ajuste de caudal, APAC*), junto con las modificaciones del Estudio de Seguridad (ES) y de las ETFM asociadas. Asimismo, en dicha reunión de 14 de mayo de 2003, el Consejo acordó informar favorablemente sobre la solicitud de modificación de las ETFM ET-1 N° 40.2, rev. 2, denominada *Modificación de la presión de pruebas de fugas de la contención primaria*. Tanto la modificación de diseño como las modificaciones

documentales mencionadas fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de junio de 2003, pasando a constituir la revisión 33 del ES y la revisión 3 de las ETFM.

- El Consejo, en su reunión del día 4 de junio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 14 del Reglamento de Funcionamiento (RF), así como sobre la revisión 4 de las ETFM, y sobre la revisión 11 del Plan de Emergencia Interior (PEI), asociadas. Estas revisiones fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de junio de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 10 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente la aplicación de la metodología establecida en el documento USNRC *Regulatory Guide* RG 1.183 (Término Fuente Alternativo) al análisis de consecuencias radiológicas del Accidente de Pérdida de Refrigerante (LOCA). Esta modificación de diseño fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del día 10 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente la modificación de diseño *Actualización de la Metodología Giralda para el Diseño y Evaluación de las Recargas*, junto con la modificación de las ETFM asociada. Tanto la modificación de diseño como la modificación documental fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003, pasando a constituir la revisión 5 de las ETFM (junto con los cambios que se citan en los dos párrafos siguientes).
- El Consejo, en su reunión del día 10 de septiembre de 2003, acordó informar favorable-

mente la solicitud para la carga y operación en el núcleo del reactor, así como para el almacenamiento, una vez irradiados, de los nuevos combustibles de diseño GE-14 y SVEA-96 Optima2, junto con las modificaciones del Estudio de Seguridad y de las ETFM asociadas. Tanto la modificación de diseño como las modificaciones documentales mencionadas fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003, pasando a constituir la revisión 34 del Estudio de Seguridad, ES (junto con los cambios que se citan en el párrafo siguiente) y la revisión 5 de las ETFM (junto con los cambios que se citan en el párrafo anterior y en el párrafo siguiente).

- El Consejo, en su reunión del día 18 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente la modificación de diseño denominada *Aumento de la Tasa de Fugas Permitida a través de las Válvulas de Aislamiento de las Líneas de Vapor Principal* (MSIV), junto con las modificaciones del Estudio de Seguridad y de las ETFM asociadas. Tanto la modificación de diseño como las modificaciones documentales mencionadas fueron aprobadas por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de septiembre de 2003, pasando a constituir la revisión 34 del ES (junto con los cambios que se citan en el párrafo anterior) y la revisión 5 de las ETFM (junto con los cambios que se citan en los dos párrafos anteriores).
- El Consejo, en su reunión del día 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la prórroga de la Autorización sobre *Protección Física de Materiales Nucleares* (Real Decreto 158/1995). Esta prórroga fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.

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 2003 se realizaron 27 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 27 inspecciones realizadas en 2003, las tres siguientes están relacionadas con sucesos notificables ocurridos en la planta:

- Segunda inspección de seguimiento del Programa de autoevaluación y de actuaciones tras la decimotercera parada de recarga.
- Tercera inspección de seguimiento del Programa de autoevaluación y de actuaciones tras la decimotercera parada de recarga.
- Experiencia operativa en diversos sistemas eléctricos y de instrumentación y control.

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

- Vigilancia y control de efluentes y cálculos de dosis.
- Programa de Gestión de vida útil.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Protección física.
- Calificación ambiental de equipos.

- Protección contra incendios.
- Pruebas de vigilancia de *Salvaguardias tecnológicas*.
- Pruebas y ensayos del *Programa de inspección en servicio* durante la recarga.
- Programa de Protección radiológica operacional
- Primera inspección fuera del horario laboral normal.
- Pruebas físicas y maniobras de arranque.
- Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).
- Programas de Organización y *Factores humanos* (inspección correspondiente al bienio 2003-2004).
- Segunda inspección fuera del horario laboral normal no anunciada.
- Plan de Emergencia Interior (PEI) y desarrollo del simulacro de emergencia anual.

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

- Programas de Organización y *Factores humanos* (inspección del Programa base aplazada del bienio 2001-2002).
- Introducción del nuevo combustible de diseño SVEA-96 Optima2 en los análisis del *Accidente de pérdida de refrigerante (LOCA)*.
- Calibración de la instrumentación de las torres de vigilancia meteorológica.
- Monitor de riesgo.

- Programa de *válvulas motorizadas*.
- Sistema de Vigilancia sísmica: estación de campo libre.
- Implantación de las Especificaciones técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM).
- Evaluación de Seguridad de la Recarga (ESR): decimocuarta recarga.

Apercibimientos y sanciones

- El Consejo, en su reunión del día 19 de febrero de 2003, acordó apercibir a la central nuclear de Cofrentes por incumplimientos diversos (del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*; de las Especificaciones técnicas de funcionamiento, ETF; del Reglamento de funcionamiento, RF; y del Manual de Garantía de Calidad, MGC), todos ellos asociados al desarrollo de varios sucesos ocurridos durante la decimotercera parada de recarga de combustible (febrero-marzo de 2002).
- El Consejo, en su reunión del día 16 de julio de 2003, acordó apercibir a la central nuclear de Cofrentes por incumplimiento del Manual de Protección Radiológica (MPR), en lo que se refiere a la prohibición de administrar agua potable a los trabajadores dentro de la *Zona controlada*.

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó cinco sucesos, según los criterios de notificación establecidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento y 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 9 de junio de 2003 se produjo la parada automática del reactor, tras disparo del generador principal, debido a un cortocircuito en el interruptor de generación.

La causa que originó el suceso fue la existencia de una fisura en el anillo de refrigeración del polo C del interruptor de generación, que provocó la entrada de agua de refrigeración en el circuito de aire de actuación.

El día 16 de junio de 2003 la central volvió a acoplar a la red, y el día 17 de junio se alcanzó el 100% de la potencia térmica autorizada.

Como acciones de respuesta inmediata, se sustituyó el polo averiado y se probaron los otros dos polos, para verificar la ausencia de fugas. Como acciones correctoras posteriores, siguiendo las recomendaciones del fabricante, se ha añadido un agente químico al agua de refrigeración, para evitar corrosión en el circuito, y se ha establecido una vigilancia periódica de nivel de agua y conductividad en dicho circuito.

- El día 5 de noviembre de 2003, se produjo la parada automática del reactor, tras disparo de la turbina principal por señal de alto nivel de agua en el reactor, que tuvo su origen en un transitorio ocasionado por la apertura espuria de varias válvulas de alivio/seguridad del reactor. La causa que originó el transitorio fue la extracción de una unidad de disparo perteneciente a la lógica de actuación de las válvulas, dando lugar a la señal de apertura de las mismas. Previamente, no se había producido ningún caso en que la perturbación eléctrica causada por la extracción de una unidad de disparo hubiese llevado a la activación espuria de la lógica.

El día 6 de noviembre la central volvió a acoplar a la red, y el día 8 de noviembre se alcanzó la plena potencia. Una vez investigada

y comprobada la causa del suceso, como acciones de respuesta inmediata, se prohibió la extracción de unidades de disparo del tipo de la que originó el suceso, durante operación normal, sin previo estudio de viabilidad. Como acciones a medio plazo, se establecerá un procedimiento que regule estas maniobras, y se estudiará la viabilidad de realizar una modificación de diseño para separar eléctricamente las dos divisiones de la lógica de actuación afectada, de manera que se impida su activación por un transitorio eléctrico en una de las divisiones.

Otros sucesos notificables

- El día 24 de febrero de 2003, se produjo la apertura automática espuria de una *válvula de alivio/seguridad* del reactor, debido al mal funcionamiento de una fuente de alimentación eléctrica. Los sistemas de control permitieron la evolución del transitorio subsiguiente sin provocar la parada automática del reactor.
- El día 16 de septiembre de 2003 (durante la parada de recarga) se produjo la superación del caudal límite de tasa de fugas a través de las Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal (MSIV) permitido por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), como resultado de las pruebas de vigilancia periódicas. El caudal de fugas obtenido está dentro de los límites actualmente vigentes.
- El día 21 de septiembre de 2003 (durante la parada de recarga) se produjo la activación automática de la división de emergencia I (única operable en el instante del suceso), debido a la pérdida de tensión en la línea de suministro eléctrico exterior, motivada por una tormenta. El generador diesel de emergencia asociado arrancó, sin llegar a acoplar. La respuesta de los sistemas de seguridad de la central fue de acuerdo con el diseño.

La causa de la pérdida de suministro fue una fuerte tormenta con aparato eléctrico en la zona, que produjo el disparo de la línea de 138 kV S. T. Collado/C. H. Millares.

Como acciones de respuesta, se restableció completamente el suministro eléctrico normal, así como las condiciones operativas de la planta y la disposición de los automatismos de seguridad.

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.

1.1.2.6. Central nuclear Vandellós II

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a la parada automática no programada del día 1 de mayo, a las paradas programadas de los días 1 y 27 de mayo, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas, y el período de la recarga de combustible que tuvo lugar entre el 6 y el 30 de septiembre de 2003.

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

- Inspección visual completa de la tapa de la vasija del reactor.
- Sustitución reglamentaria de los dos motores del generador diesel A de emergencia.
- Inspección visual de los sumideros de la contención.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.559,83 GWh, habiendo estado acoplada a la

red durante 8.136,18 horas, con un factor de carga del 89,88% y un factor de operación del 92,88%.

Durante el año 2003 se produjo una parada automática del reactor y no hubo ninguna parada no programada. Además, tuvieron lugar seis sucesos notificables, provocados por actuaciones de sistemas y equipos de seguridad, pérdidas de potencia exterior y una actuación del sistema de protección del reactor estando este subcrítico.

El simulacro anual de Plan de Emergencia Interior (PEI) se realizó el 24 de abril 2003. El suceso simulado consistió en suponer un escenario en el que se llega a *Categoría III*, con especial incidencia en el tema de la protección contra incendio e incluyendo emisiones radiactivas como suceso iniciador.

La operación de la central se produjo con normalidad, no habiéndose registrado incidentes que supusieran un impacto radiológico que pudiese afectar a las personas o al medio ambiente.

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 11 de diciembre de 2002, acordó informar favorablemente sobre la revisión 44 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 20 de enero de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente el Plan de gestión de residuos. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 7 del Plan de Emergencia Interior. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de abril de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 24 de abril de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 45 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 29 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 46 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de junio de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 24 de septiembre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 47 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de octubre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la prórroga de la autorización sobre *Protección física de materiales*. Esta prórroga fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 3 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 8 del *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 10 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente la

revisión 48 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de diciembre de 2003.

El Consejo de Seguridad Nuclear adoptó los siguientes acuerdos relativos a instrucciones técnicas complementarias:

- En su reunión del 8 de enero de 2003 emitió una instrucción técnica por la que se requiere enviar al CSN un informe sobre *Planificación de la recarga* que permita comprobar que ésta se efectúa con las adecuadas garantías de seguridad, y cuyo contenido se adapte a lo especificado en el Anexo a la citada instrucción.

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 2003 se realizaron 23 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 18 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Gestión integral de mantenimiento. Estado de implantación y aplicación de la *Regla de mantenimiento*. Año 2003.
- Acta de inspección al mantenimiento y actualización del *Análisis probabilista de seguridad* (APS) de la central nuclear Vandellós II.
- Diseño de recargas.

- Inspección sobre el Plan de Emergencia Interior (PEI) y simulacro de emergencia realizado el 24 de abril de 2003.
- Inspección a *Protección Física*.
- Experiencia operativa y nueva normativa. Años 2000, 2001 y 2002.
- Auditoría de los programas de formación y reentrenamiento del personal con y sin licencia de operación.
- Inspección de protección radiológica operacional en recarga.
- Inspección no anunciada fuera de horario el domingo 21 de septiembre de 2003.
- Inspección en servicio durante parada de recarga.
- Asistencia a la prueba de equipos de salvaguardias tecnológicas en recarga. Inspección sobre otras actividades de la parada (requisitos de vigilancia de válvulas motorizadas).
- Asistencia a pruebas nucleares de arranque tras la recarga.
- Gestión de los residuos de baja y media actividad.
- Seguimiento de actividades generales de operación.
- Plan de gestión de vida útil.
- Inspección no anunciada fuera de horario habitual.
- Revisión del proceso general de gestión de las modificaciones de diseño de las centrales Ascó I y II y Vandellós II.
- Operatividad del sistema de control de compromisos del titular y del apoyo técnico en la resolución de problemas.

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

- Validación del simulador de alcance total.
- Proceso de preparación de las propuestas de cambio de documentos de explotación.
- Revisión del proceso seguido para garantizar la coherencia entre las bases de diseño y el estudio de seguridad, y la compatibilidad con las prácticas operativas de la central.

Apercibimientos y sanciones

- No ha habido apercibimientos ni sanciones al titular durante este año 2003.

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó seis 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 automáticas del reactor

- El día 1 de mayo de 2003, con la central al 8% de potencia, se produjo la parada automática del reactor debido a bajo nivel de los generadores de vapor cuando se procedía a la reducción de potencia para llevar a cabo la parada programada para la sustitución de dos detectores de temperatura de uno de los lazos del sistema de refrigerante del reactor.

El bajo nivel de los generadores de vapor estuvo provocado por la insuficiente diferencia de presión entre el agua de alimentación principal y el vapor. Esta situación ha sido originada, a su vez, por los transitorios que se producen a bajas cargas cuando se controla el nivel de los generadores de vapor manualmente, a través de las válvulas principales de control de agua de

alimentación. Estos transitorios son consecuencia del propio diseño del control de velocidad de la turbo-bomba del sistema de agua de alimentación, que hace que sea complicado mantener las condiciones requeridas por el procedimiento de control de caudal a bajas cargas.

Como acciones correctoras, el titular ha modificado los procedimientos de control del caudal de agua de alimentación a bajas cargas, estableciendo la utilización de las válvulas de *baipás*, en vez de las principales, para controlar el nivel de los generadores de vapor, con las que se pueden hacer ajustes más finos del caudal. Adicionalmente, ha reforzado las sesiones de reentrenamiento para asegurar la destreza de los operadores en el manejo de estas válvulas.

Paradas no programadas

No ha habido ninguna.

Otros sucesos notificables

- El día 4 de junio de 2003 se produjo un arranque automático del sistema de agua enfriada esencial por alta temperatura en el sistema de agua enfriada no esencial. Tras el arranque de éste último se procedió a la normalización del agua enfriada esencial.
- La alta temperatura se produjo como consecuencia de la fuga de freón a través de la válvula de seguridad del motor del compresor del sistema, y que una vez que cierra dicha válvula no pueden ser localizadas las fugas.

Como acciones correctoras el titular ha tomado medidas para prevenir las fugas de freón, mediante la instalación de un disco de ruptura previo a las válvulas de seguridad del motor del compresor.

- El día 14 de julio de 2003, con la central al 100% se produjo pérdida de suministro eléctrico exterior en la barra de alimentación de emergen-

cia del tren A debido a la pérdida de tensión de la línea exterior de Ribarroja. La secuencia de actuación de equipos de salvaguardias actuó correctamente y el diesel A de emergencia arrancó y acopló a la barra adecuadamente.

El incidente fue originado por el fallo de un transformador de intensidad del parque de 220 kV de Ribarroja. Como consecuencia del fallo se produjo la actuación de las protecciones del parque las cuales impidieron, por diseño, el arranque y acople de los grupos de alternadores, no progresando el automatismo de formación de isla, que está diseñado para alimentar la central Vandellós II. Como acciones correctoras, y teniendo en cuenta que la causa se produjo en la central de Ribarroja, el titular ha emprendido acciones conjuntas con Endesa Generación para evitar la repetición del suceso, entre las que se encuentra la realización de una prueba en isla y reclamar el informe de causa raíz del fallo del transformador de intensidad.

- El día 6 de septiembre de 2003 se produjo parada automática del reactor con la central en *Modo 3 disponible caliente*. Esta actuación estuvo motivada por el fallo de un canal de rango fuente de flujo neutrónico durante las pruebas de la instrumentación nuclear.

El fallo del canal de medida mencionado se produjo como consecuencia de una falta de aislamiento en los cables del detector, que provocó una fuga a tierra y un aumento del nivel de cuentas en el canal, que superó el punto de tarado por alto flujo neutrónico de rango de fuente, produciendo así la actuación del sistema de protección del reactor.

Como acción correctora el titular ha sustituido los dos conjuntos de detectores y ha mejorado el aislamiento de los cables de los mismos.

- El día 5 de noviembre de 2003, con la central al 100% se produjo el arranque del tren B de sis-

tema de agua enfriada esencial por señal espuria de alta temperatura en los sensores del sistema de agua enfriada no esencial. El sistema actuó correctamente, manteniéndose la operación de la central a plena potencia.

Debido a que el incidente se produjo por una señal espuria en un sistema que no es de seguridad –agua enfriada no esencial–, y, por tanto, sin repercusión en la seguridad de la central, el titular no ha adoptado acciones correctoras inmediatas.

- El día 10 de noviembre de 2003, con la central al 100% de potencia, se produjo pérdida de suministro eléctrico exterior por pérdida a su vez de tensión en la línea de Ribarroja. La secuencia de actuación de equipos de salvaguardias funcionó adecuadamente y el diesel A de emergencia arrancó y se acopló a la barra de alimentación eléctrica de emergencia correctamente.

La pérdida de tensión exterior se produjo por los efectos de una tormenta en la central de Ribarroja, y, por tanto, es una causa externa a la central.

Las acciones correctoras emprendidas por el titular han sido solicitar a la empresa propietaria de la estación eléctrica de Ribarroja una revisión de la línea tras el suceso y estudiar la posibilidad de adelantar la implantación de la nueva protección de la línea.

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.

1.1.2.7. Central nuclear de Trillo

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2003, excepto durante el tiempo debido a la parada automática no programada el día 31 de

mayo de 2003, la parada no programada del día 18 de abril, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el período de la recarga de combustible que tuvo lugar entre el 31 de mayo y el 22 de junio de 2003.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 44 elementos combustibles nuevos, fueron:

- Resolución de pendientes en relación con la implantación de la modificación de diseño relativa a la tercera línea exterior realizada el año 2002.
- Cambio de refrigerante en una redundancia de la unidad enfriadora del sistema de agua esencial.
- Completar la sustitución de la instrumentación sísmica por otra digital.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 8.667,303 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.209 horas, con un factor de carga del 92,82% y un factor de operación del 93,71%.

El simulacro anual de *Plan de emergencia interior* se realizó el 10 de diciembre de 2003. El suceso simulado consistió en la ocurrencia de un suceso de pérdida de refrigerante del circuito primario (LOCA), con pérdida de energía exterior e inoperabilidades por diferentes causas de dos de los diesel de salvaguardia. Asimismo, se simuló la contaminación de un herido. Además, en esta ocasión tuvo como característica especial que se desarrolló fuera de la jornada laboral habitual.

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 5 de febrero de 2003, acordó informar favorablemente el Plan de gestión de residuos radiactivos y una condición adicional al *Permiso de explotación*. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 7 de marzo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 13 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de abril de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 5 de marzo de 2003, acordó informar favorablemente la utilización de la metodología ASTDP Procedimiento avanzado de diseño termohidráulico y nuclear y del sistema de códigos SAV 95. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de abril de 2003.
- En su reunión del 9 de abril de 2003 acordó informar favorablemente las solicitudes de gestión convencional de residuos radiactivos con muy bajo contenido de actividad relativas a carbón activo y resinas de intercambio iónico. Estas solicitudes fueron aprobadas por sendas resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 14 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 14 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 30 de mayo de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 21 de mayo de 2003, acordó informar favorablemente la

revisión 15 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de junio de 2003.

- El Consejo, en su reunión del 11 de junio de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 16 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 30 de junio de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 29 de octubre de 2003, acordó informar desfavorablemente la propuesta de modificación de la especificación técnica ETF 4.10.6, PME-4-02/03, por no haber sido suficientemente justificada. Esta propuesta fue desestimada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de enero de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 5 de noviembre de 2003 acordó informar favorablemente la solicitud de prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares en el marco del Real Decreto 158/1995 sobre protección física de materiales nucleares. Esta prórroga fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 20 de noviembre de 2003, acordó informar favorablemente la revisión 17 de las ETF. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 10 de diciembre de 2003.
- El Consejo, en su reunión del 10 de diciembre de 2003, acordó informar favorablemente la utilización de metodología de crédito al quemado para combustible PWR y la revisión 18

de las Especificaciones técnicas de funcionamiento. Estas solicitudes fueron aprobadas por sendas resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de diciembre de 2003.

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

- En su reunión de 8 de enero de 2003, acordó emitir una instrucción técnica complementaria sobre la planificación de las actividades de recarga.
- En su reunión del 26 de noviembre de 2003 acordó conceder una potencial exención temporal al cumplimiento del apartado acción de las siguientes especificaciones 4.4.3.1 (subsistema de inyección de seguridad de baja presión del sistema de refrigeración de emergencia y evacuación de calor residual en estado operativo, EO, 1,2 y 3), 4.7.1.1 (sistema de refrigeración de componentes nucleares), 4.7.2.1 (sistema de agua de refrigeración esencial en EO 1, 2 y 3) y 4.9.1.1 en lo que respecta a su relación con los sistemas de la cadena de refrigeración de emergencia y evacuación de calor residual (fuentes de corriente alterna en EO 1, 2 y 3), por un período máximo de siete días, con determinadas condiciones y con la adopción de medidas compensatorias por parte del titular. Esta potencial exención permitiría proceder a la reparación de un cambiador de calor perteneciente al sistema de agua de refrigeración de componentes nucleares afectado por una pequeña fuga, en caso de que el valor de dicha fuga alcanzara el límite establecido. Durante el año 2003 no ha sido necesario su reparación.

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

2003 se realizaron 26 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 26 inspecciones realizadas en 2003, no se ha realizado ninguna relacionada con sucesos notificados ocurridos en la planta.

Las 16 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Seguimiento de la aplicación del Plan de seguridad física.
- Programa de protección y prevención de incendios.
- Desarrollo del Programa de garantía de calidad: inspección sobre el control de documentos y planos relacionados con los contenedores de combustible gastado y con las actividades del almacén de contenedores DPT *Doble propósito Trillo*.
- Inspección del plan básico sobre requisitos de vigilancia de las especificaciones de funcionamiento.
- Seguimiento de los trabajos a realizar durante el período de recarga de combustible. Protección radiológica operacional.
- Inspección fuera del horario laboral de las actividades de la recarga.
- Pruebas del núcleo en el arranque de la planta tras la parada para la recarga de combustible.
- Inspección en servicio. Proceso general fuera del período de recarga.

- Química de los refrigerantes primario y secundario y erosión/corrosión de materiales.
- Requisitos de vigilancia de salvaguardias tecnológicas.
- Inspección de residuos de media y baja actividad.
- Gestión de modificaciones de diseño de sistemas eléctricos.
- Inspección al programa de formación.
- Inspección sobre calificación ambiental de equipos.
- Experiencia operativa y nuevos requisitos normativos.
- Inspección no anunciada, fuera del horario laboral por el inspector residente.

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

- Seguimiento de la producción y emisión de tritio.
- Análisis de criticidad para aumento de enriquecimiento.
- Trabajos de instrumentación y control y de válvulas motorizadas relacionados con la parada para la recarga de combustible y del ciclo precedente.
- Visita de inspección a Framatome en Erlangen (Alemania) en relación con el proyecto de cambios en el combustible emprendido por la central nuclear de Trillo.
- Carga del contenedor Ensa-DPT número 7 el 12 de septiembre de 2003.
- Medidas de protección radiológica para la carga de elementos combustibles irradiados en el contenedor.

- *Simulador de alcance total* y gráfico interactivo en Tecnatom.
- Actividades en relación con el *Plan de emergencia interior*. Asistencia al simulacro anual de emergencia interior .
- Implantación del procedimiento de purga y aporte secundario como medida para hacer frente a accidentes severos.

d) Apercibimientos y sanciones

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

e) Sucesos

En el año 2003 el titular notificó cinco 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 automáticas del reactor

No se produjo ninguna parada automática.

Paradas no programadas

- El día 18 de abril de 2003 se produjo una fuga en una línea de un instrumento de presión diferencial en su conexión con la rama fría del lazo 2 del circuito primario. Al tratarse de una fuga en la barrera de presión, precisó la aplicación de la condición límite de operación, CLO, 4.3.6.2.1 de las Especificaciones de funcionamiento, tomándose la acción que obliga ir a parada, definida en la Especificación de funcionamiento 3.3.3, para proceder a la reparación de la misma.

Otros sucesos notificables

- El día 18 de junio de 2003, estando el reactor subcrítico en *Modo de operación 2*, se realizó la prueba funcional de la válvula de seguridad de vapor principal RA035003. Al producirse la

apertura por el último tren de venteo, la válvula abrió pero la indicación de posición quedó en posición cerrada, por lo que no se activó la señal de cierre y la válvula permaneció abierta, produciéndose una disminución en la presión de vapor con un gradiente superior a 4 bar/minuto, lo que provocó la actuación del sistema de protección del reactor. Al detectarse esta situación, el personal de operación anuló la señal de prueba. La válvula de seguridad cerró y la presión de vapor se recuperó a sus valores normales. El error de indicación de posición de la válvula fue debido al fallo de la cadena electrónica de medida de posición de la válvula por fallo en las tarjetas electrónicas de indicación de posición de la válvula de seguridad de vapor principal por desgaste de los condensadores de las mismas, dando una posición incorrecta de la válvula de seguridad y el consiguiente mal desarrollo de la prueba. Una vez determinado el origen del problema y cambiadas las tarjetas del circuito de medida de posición y calibradas las tarjetas de valores límite, se repite la prueba con resultado satisfactorio. Se revisaron las calibraciones de las tarjetas.

- El día 18 de junio de 2003, con la planta en *Modo de operación 2* (subcrítico caliente) en proceso de arranque, se estaba realizando el rodaje del motor de una bomba de refrigeración del reactor. En paralelo se inició la realización del procedimiento *Primera criticidad tras recarga* en el que se indica que, tras rearmar la señal de parada del reactor, se posicionen todos los bancos de las barras de control extraídos a excepción de los tres cuadrupletes 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 se encontraban bloqueados determinados valores límite generados en el *Sistema de limitación del reactor*.

Concluido el rodaje del motor en vacío se paró manualmente desde *Sala de control* para que se procediera a realizar su acoplamiento a la bomba. Cuando se alcanzó en el mismo un número de revoluciones inferiores al 94% de las nominales, se activó la señal del *Sistema de limitación*, que en la situación en que se encontraba la planta, hizo que se arrancara la inyección al circuito primario de agua borada con los sistemas disponibles para ello. Para detener la boración el operador del reactor actuó manualmente la señal de parada del reactor. La causa origen del suceso fue el bloqueo del valor límite del sistema de limitación y parada del motor de la bomba de refrigerante para poder diluir el circuito primario con la configuración de bancos de control exigida por procedimiento, lo cual es necesario para realizar la determinación del valor equivalente en boro de las barras de control.

Se analizaron alternativas de bloqueo de señales del sistema de limitación de modo que se eviten inyecciones de boro no deseadas por actuación de valores límites de dichas señales en los procesos de arranque de la planta.

- El día 20 de junio de 2003, durante el proceso de arranque de la planta, tras la parada para recarga 2003, con el reactor al 30% y en la subida de carga del generador tras haberse procedido a realizar el acoplamiento a la red, se produjo la actuación de la protección de potencia inversa de tiempo largo al alcanzarse aproximadamente 100 MWe. Dicha actuación de potencia inversa da orden de apertura al interruptor de generación con lo que la central se desacopló de la red. La mencionada actuación de potencia inversa se debió a un fallo en un relé de una tarjeta perteneciente al regulador eléctrico de velocidad de la turbina, que provocaba una señal de seguimiento errónea del punto de tarado y finalmente generaba la activación de la protección inversa de tiempo largo

que abría el interruptor de generación y el desacoplamiento de la red. Se substituyó dicha tarjeta y se continuó con la subida de potencia programada.

Se ha revisado la tarjeta fallada sin llegar a reproducir la anomalía en esa circunstancia (fuera del regulador y sin señales reales), habiendo sido substituida por otra correcta.

- El día 22 de diciembre de 2003, en ronda rutinaria por el edificio del anillo, el turno de operación descubrió que la puerta de acceso al anillo desde el exterior se encontraba abierta y en mantenimiento debido a estar implementándose en ella una modificación diseño. Al consignarse en el Permiso de Rotura de Barreras (PRB) la premisa incorrecta que los sellados y barreras afectados no se encontraban recogidos en la ETF, no fue precisa la autorización del jefe de turno, por lo que el turno de operación no estuvo informado de la situación hasta que fue descubierta por el auxiliar de operación.

Se declaró inmediatamente la inoperabilidad de la mencionada puerta iniciándose la toma de acciones indicadas por especificaciones de funcionamiento, consistentes en restablecer la operabilidad de la puerta antes de 24 horas, lo que se realizó el día 23 de diciembre, una vez finalizados los trabajos en la misma y realizada la prueba de comprobación de depresión en el anillo con resultado satisfactorio.

Se modificó el procedimiento que regula el proceso de rotura de barreras que afectan a los edificios del reactor y del anillo, incluyendo un listado de puertas que se vean afectadas por las ETF.

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.

1.2. 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 1.1.1.8 del presente informe y está recogida en la guía de seguridad 1.12.

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.

1.2.1. 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 más importantes

La instalación funcionó con normalidad durante todo el año y no se produjo ningún suceso que afectara 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 19 de julio al 31 de agosto ambos inclusive la planta estuvo sin producción por período vacacional.

Durante el año entraron en la fábrica 176.351 kg de polvo de UO_2 , 6.109 kg de polvo de uranio natural y 10,6 kg de uranio como residuo no recuperable en las cenizas del operador externo *Studsvik radwaste* y se expidieron los siguientes elementos combustibles con destino a varias centrales nucleares españolas y extranjeras: 442 del tipo de agua a presión, conteniendo 176.690 kg de uranio y 356 del tipo de agua en ebullición, conteniendo 63.183 kg de uranio y 549 barras de gadolino a EEUU (Prairie Island y Keewane) conteniendo 990 kg de uranio empobrecido. La cantidad total almacenada en la fábrica y la cantidad total procesada en el año de 184.517 kg de UO_2 y 19.814 kg de U_3O_8 fue inferior a los límites autorizados de 400.000 kg y 400.000 kg/año de uranio respectivamente. Así mismo salieron de la fábrica otras cantidades pequeñas: 40,1 kg de uranio a *Panreac* (Barcelona), 0,013 kg de polvo de uranio al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) como muestras para análisis destructivos después de inventario, 61,2 kg de polvo de uranio a *British Nuclear Fuel L.* (BNFL) (Inglaterra) como residuo sucio recuperable en las propias bolsas de transporte, 1,77 kg al OIEA como muestras de pastillas para análisis destructivos después de inventario y 2,68 kg como residuo no recuperable a MMA (Canadá).

El tribunal concedió la licencia a dos nuevos operadores y la ampliación de la licencia a ocho operadores pertenecientes a la zona mecánica, a la vista de los exámenes, el tribunal propuso un plan de formación complementario, que permitiese resolver discrepancias detectadas entre la formación requerida en el *Reglamento de funcionamiento* y el *Plan de formación* impartido, con una duración estimada de un año y en todo caso deberá estar completado antes de proceder a la renovación de estas licencias.

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el 29 de mayo de 2003, con presencia de un inspector del CSN y seguimiento de su completo desarrollo desde la sala de emergencias del CSN, que fue acti-

vada. 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 simuló un incendio en el parque de gases como consecuencia de la rotura de una junta en una brida que provocaba una fuga de hidrógeno.

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

- Concluyó la evaluación de las modificaciones 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, que fue dictaminado por el Consejo del 7 de enero de 2004.
- Concluyó la evaluación de todos los estudios remitidos que conforman la propuesta de revisión cuatro del *Estudio de criticidad*, que fue aceptada favorablemente y sin condiciones. Como consecuencia de ello el titular debe proceder a presentar una propuesta de revisión del capítulo siete del *Estudio de seguridad*, en la que se refleje la nueva metodología y resultados.
- Continuó la evaluación de la adaptación de la metodología de efluentes y *Plan de vigilancia radiológica ambiental* (PVRA) al modelo de centrales nucleares. El titular ha enviado para su aprobación por la Dirección General de Política Energética y Minas las correspondientes propuestas de revisión de las *Especificaciones de funcionamiento* y del *Estudio de seguridad*.
- Dentro del *Plan de actuación en materia de residuos radiactivos*, a la petición presentada por el titular de almacenamiento temporal en la fábrica de cenizas procedentes de *Studsвик radwaste*, hasta su gestión definitiva por Enresa, el 10 de

noviembre de 2003, se contestó afirmativamente por la Dirección técnica de seguridad nuclear (DTSN), permitiendo dicho almacenamiento temporal en la fábrica en base a un condicionado remitido al titular.

b) Autorizaciones

El Consejo emitió informes al Ministerio de Economía en relación con las siguientes solicitudes:

- El 30 de julio de 2003, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió dos resoluciones autorizando la *revisión 18 del Estudio de seguridad* y la *revisión 20 de las Especificaciones de funcionamiento*, asociadas a la autorización de la modificación para la nueva implantación de equipos, en zonas cerámica y mecánica, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 15 de julio de 2003.
- El 30 de julio de 2003, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió dos resoluciones autorizando la *revisión 15 del Reglamento de funcionamiento* y *revisión 12 del Plan de emergencia interior* asociadas a que en los modos de operación 2 y 3, estará de servicio una licencia de operador cualificada para asumir las funciones de director de emergencia, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 15 de julio. Para dar cumplimiento a estas resoluciones la instalación ha impartido un programa de formación de operadores de la Fábrica de Juzbado, para su capacitación como directores de emergencia, que concluyó el 18 de diciembre, tras lo cual entraron en vigor los documentos oficiales citados en este párrafo.
- El 3 de diciembre de 2003, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando el ejercicio de actividades de importación, exportación, manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de materiales nucleares de la fábrica de combustible de Juzbado, en el marco del *Real Decreto*

158/1995, sobre protección física de materiales nucleares, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo el 5 de noviembre de 2003.

- El 18 de diciembre de 2003, el Consejo emitió un acuerdo aprobando el condicionado de la *Autorización de funcionamiento* de la instalación radiactiva solicitada por Enusa y que ésta se prevé ubicar en el emplazamiento de la fábrica. Básicamente consta de dos contenedores de transporte en los que se almacenarán cajas con equipos de inspección y reparación de combustible nuclear.

El Consejo de Seguridad Nuclear emitió las siguientes apreciaciones favorables e instrucciones técnicas complementarias y autorizó las siguientes exenciones:

- El 26 de junio de 2003, el Consejo emitió un acuerdo apreciando favorablemente la *Exención temporal* del cumplimiento de la Especificación de funcionamiento 11.2, sobre tiempo permitido de inoperabilidad del grupo electrógeno, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 25 de junio de 2003.
- El 8 de octubre de 2003, el Consejo emitió un acuerdo apreciando favorablemente la *Exención temporal* del cumplimiento de la acción 5.3.3.2 de la Especificación de funcionamiento 5.3, sobre suministro de agua del sistema de extinción general de protección contra incendios.

c) Inspecciones

Durante el año se realizaron 2003 inspecciones para garantizar la seguridad de la instalación en las siguientes áreas funcionales:

- Operaciones de la planta incluyendo rondas del supervisor de servicio, cumplimentación del diario de operación, composición y disponibilidad del retén y operadores de hornos.

- Comprobaciones sobre experiencia operativa y nuevos requisitos.
- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Protección radiológica operacional.
- Plan de emergencia interior y simulacro anual de emergencia.
- Comprobaciones sobre impermeabilización y drenaje de la cubierta de la nave de fabricación.
- Comprobaciones al sistema de protección contra incendios y explosiones de hidrógeno H₂.
- Prueba de caudales del sistema de ventilación, modificados en *especificaciones de funcionamiento*.
- Protección del público. Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental.
- Protección física.
- Prueba de estanqueidad y drenaje de la cubierta y control de asentamientos de la nave de fabricación.
- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Plan de gestión de calidad e implantación del sistema electrónico de registros y firma electrónica.
- Mantenimiento de los sistemas de protección contra incendios y ventilación.
- Organización y controles de la dirección.

Todas estas inspecciones, excepto las dos relacionadas con la impermeabilización y drenaje de la cubierta de la nave de fabricación, pertenecían al *Programa base de inspección*.

El CSN realizó el seguimiento del proceso implantado por el titular para la corrección de las desviaciones detectadas en las inspecciones realizadas. El resultado de éstas permitió valorar positivamente la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación.

d) Apercibimientos y sanciones

Durante el año 2003 no se realizaron apercibimientos ni sanciones al titular en materia de seguridad.

e) Sucesos

Durante el año 2003 no hubo sucesos destacables, entendiéndose por tales los que tienen relevancia para la seguridad o repercusión social.

f) Dosimetría personal

En el año 2003 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 440. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 60 mSv. persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,57 mSv/año, lo que supone un porcentaje del 1,15% con respecto al límite anual. En la figura 1.56 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 109 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y a 201 perso-

nas mediante análisis de excretas. 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 (PVRA) que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.5 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 2002, 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 500 muestras y se realizaron del orden de 700 análisis.

Figura 1.56. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta de fabricación de combustible de Juzbado

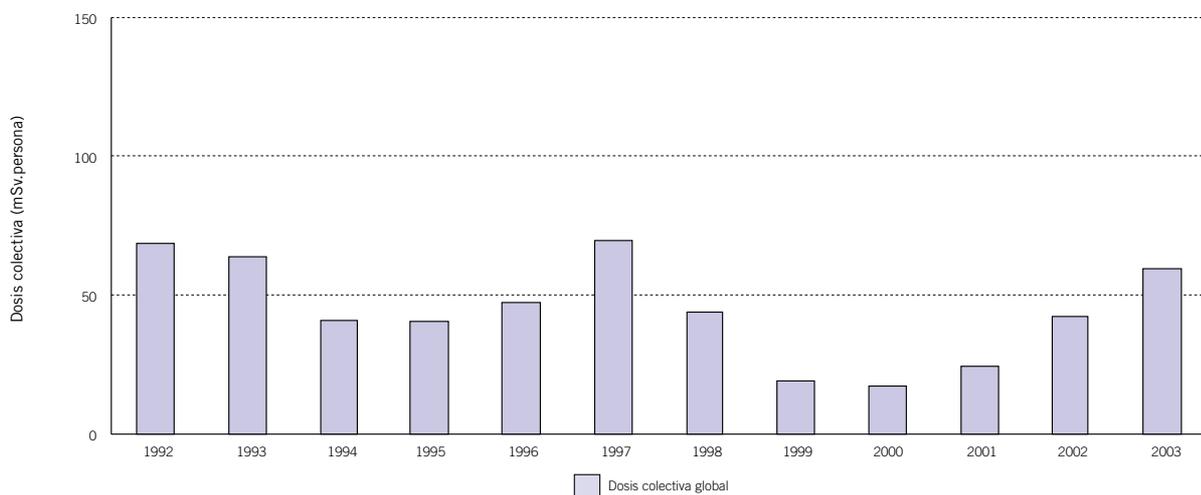


Tabla 1.13. Emisión de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente. Juzbado 2003

Efluentes	Actividad alfa total (MBq)	Máxima concentración (kBq/m ³)
Líquidos	2,83 10 ⁷	3,62 10 ⁴
Límite	1,20 10 ¹⁰	2,22 10 ⁵
Gaseosos	2,31 10 ⁴	-
Límite	1,92 10 ⁸	-

En las tablas 1.14 a 1.17 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 inci-

dencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

En la tabla 1.13 se muestran los datos de actividad de los efluentes líquidos y gaseosos emitidos durante el año 2003. Asimismo, en el caso de los efluentes líquidos se incluye el valor máximo registrado a lo largo del año de la concentración de las tandas vertidas.

De los valores de la tabla se desprende que el impacto radiológico asociado a los vertidos efectuados durante el año 2003 no es significativo, representando dichos valores una pequeña fracción de los límites autorizados.

Tabla 1.14. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Juzbado 2002

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	6,46 10 ⁻⁵	362/362	1,29 10 ⁻⁵
Alfa total	(5,80 10 ⁻⁶ -4,44 10 ⁻⁴)		
Espectrometría alfa			
U-234	9,70 10 ⁻⁷ (4,40 10 ⁻⁷ -3,10 10 ⁻⁶)	7/7	8,00 10 ⁻⁸
U-235	5,29 10 ⁻⁸ (3,00 10 ⁻⁸ -1,30 10 ⁻⁷)	7/7	8,00 10 ⁻⁸
U-238	7,90 10 ⁻⁷ (2,60 10 ⁻⁷ -2,90 10 ⁻⁶)	7/7	6,00 10 ⁻⁸
TLD			
(mSv/año)	1,38 (9,60 10 ⁻¹ -1,89)	84/84	-

Tabla 1.15. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Juzbado 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	6,66 10 ² (4,06 10 ² - 1,17 10 ³)	12/12	1,23 10 ³
Espectrometría alfa			
U-234	7,80 (2,71 - 2,00 10 ¹)	12/12	7,50
U-235	4,88 (1,48 - 1,17 10 ¹)	12/12	9,76
U-238	4,53 (1,30 - 1,00 10 ¹)	12/12	6,48

Tabla 1.16. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Juzbado 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,94 10 ¹ (1,26 10 ¹ - 6,75 10 ¹)	12/12	2,99 10 ¹
Beta total	9,17 10 ¹ (4,13 10 ¹ - 2,38 10 ²)	12/12	7,16 10 ¹
Beta resto	5,20 10 ¹ (1,99 10 ¹ - 1,58 10 ²)	12/12	7,16 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	7,05 (5,80 - 8,30)	2/2	1,23
U-235	1,00 (6,60 10 ⁻¹ - 1,34)	2/2	2,00
U-238	4,25 (2,90 - 5,60)	2/2	9,66 10 ⁻¹

Tabla 1.17. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Juzbado 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,84 10 ² (3,49 10 ² - 6,95 10 ²)	9/9	9,17 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	1,56 10 ¹ (6,30 - 3,20 10 ¹)	9/9	3,66 10 ⁻¹
U-235	8,03 10 ⁻¹ (2,80 10 ⁻¹ - 1,60)	9/9	4,71 10 ⁻¹
U-238	1,53 10 ¹ (5,60 - 3,30 10 ¹)	9/9	3,01 10 ⁻¹

Tabla 1.18. Bultos de residuos radiactivos generados en el año 2003 en la fábrica de Juzbado

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
Fábrica de Juzbado	12,24	215	0

Tabla 1.19. Gestión de los residuos radiactivos acondicionados en la fábrica de Juzbado, desde el inicio de su operación hasta el 31 de diciembre de 2003

	Bidones generados (1)	Bidones reacondicionados (1)	Bidones evacuados (1)	Bidones almacenados (1)	Capacidad almacenes (2)	Ocupación almacenes (2)
Fábrica de Juzbado	3.250	1.049	116	2.081	3.368	62,53%

(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.

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 el año 2003 se generaron 215 bultos de 220 litros siendo la actividad total generada de 12,24 GBq.

El número de bultos de 220 litros que se encontraban almacenados en la instalación a fecha 31 de diciembre de 2003 era de 2.095, lo que representa un nivel de ocupación del almacén temporal de residuos sólidos del 62,20%.

1.2.2. Centro de almacenamiento de residuos radiactivos El Cabril

a) Actividades

En el año 2003, en la instalación nuclear del centro de almacenamiento El Cabril 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 retirados por Enresa y generados por las instalaciones nucleares, instalaciones radiactivas, y los generados por incidentes en instalaciones no reguladas. La descripción detallada de estos incidentes se recoge en el capítulo 5 de este Informe.

Del seguimiento y control de las operaciones realizado por el Consejo de Seguridad Nuclear, de las evaluaciones técnicas de los informes periódicos remitidos por la instalación, así como de las inspecciones efectuadas, se constató que las actividades se desarrollaron dando cumplimiento a los límites y condiciones establecidos en la autorización y a la legislación vigente.

En el año 2003, en la instalación se recibieron 7.212 bultos de residuos radiactivos de media y baja actividad:

- 6.961 procedentes de centrales nucleares (incluye Vandellós I).
- 205 de instalaciones radiactivas.
- Uno procedente del incidente de la planta fragmentadora de chatarra, hierros y metales de Daniel González Riestra, S.L. (Gijón, Asturias).
- 45 bultos de residuos procedentes de Belgoprocess (Bélgica), según el acuerdo de intercambio de residuos entre Ciemat y Belgoprocess.

Asimismo, se recibieron 3.129 unidades de contención (recipientes destinados para manejo y transporte), igualmente con residuos radiactivos, de las cuales 2.951 procedían de instalaciones radiactivas, y 178 unidades de instalaciones no reguladas (98 de la Acería Compacta de Vizcaya (ACB) y 80 de la planta fragmentadora de chatarra, hierros y metales de Daniel González Riestra, S.L.).

Durante el año 2003 en el laboratorio de verificación de la calidad del residuo de la instalación se llevaron a cabo estudios y pruebas para la caracterización y verificación de la calidad (supercontroles) de bultos de residuos reales, procedentes de centrales nucleares. También, durante este período se llevaron a cabo diferentes ensayos sobre probetas fabricadas con residuos simulados, encaminados a evaluar el efecto que tienen en la calidad del producto final modificaciones en el tipo de cemento, dosificación o presencia de compuestos no deseados. Por otra parte, en el laboratorio se realizaron ensayos radioquímicos sobre residuos sin acondicionar, con el objeto de comprobar la evolución de los factores de escala y asociar el valor de actividad en emisores alfa de lotes de bultos, por esta razón se recibieron 24 muestras de

residuo sin acondicionar procedente de instalaciones nucleares. Adicionalmente en el laboratorio también se llevaron a cabo ensayos de caracterización de muestras de residuos generados por instalaciones radiactivas, así como el estudio de los bultos históricos ubicados en los módulos de almacenamiento de la instalación.

Durante el año 2003 se realizaron las operaciones de cierre de la celda N-10. A 31 de diciembre de 2003 el número de celdas llenas era de 13, encontrándose todas ellas cerradas.

El 27 de marzo de 2003 se llevó a cabo el simulacro anual de emergencia, el cual y según lo establecido en el Plan de Emergencia Interior (PEI) se desarrolló con intervención de todas las organizaciones previstas.

En la instalación se encuentran implantados 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 el funcionamiento de la instalación.
- Garantizar la seguridad a largo plazo de la instalación considerando aspectos relacionados con los procesos de caracterización de los residuos, el comportamiento de las barreras de ingeniería y el comportamiento del emplazamiento.

En el año 2003 el CSN realizó un seguimiento y control sobre la implantación en la instalación de planes y programas de vigilancia, control e inspección a fin de asegurar que las estructuras, sistemas y componentes que tienen incidencia en la seguridad y protección radiológica durante la operación y en el largo plazo cumplen la función prevista y su comportamiento se ajusta a lo especificado en las bases de diseño. Como consecuencia de dicho seguimiento y control el CSN requirió a Enresa una revisión del procedimiento que se aplica, con

el objetivo que en el mismo se recogiesen todos los aspectos establecidos previamente mediante instrucciones complementarias.

Para dar cumplimiento a lo dispuesto en la autorización de explotación concedida en el año 2001, Enresa presentó en el CSN, en octubre de 2003, una revisión del estudio de seguridad de la instalación. Dicha revisión, que se encuentra en estudio por parte del CSN, debe contener de forma diferenciada para cada una de las fases de la vida de la instalación, toda la información necesaria que permita el análisis y la evaluación de los riesgos derivados de su funcionamiento. Asimismo, la evaluación de la seguridad a largo plazo de la instalación deberá estar elaborada de acuerdo con las instrucciones complementarias establecidas por el CSN.

En diciembre de 2003, Enresa presentó la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) de acuerdo con lo dispuesto en la condición 9.1 de la autorización de explotación de la instalación. Esta RPS comprende el período transcurrido desde el inicio de explotación de la instalación hasta el año 2002 y su alcance y contenido deberá estar de acuerdo con las instrucciones complementarias establecidas por el 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:

- Modificación para la utilización provisional de las celdas de almacenamiento definitivo como almacenamiento temporal de residuos radiactivos generados en incidentes siderúrgicos, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de junio de 2003, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 14 de mayo de 2003. Como consecuencia de esta modificación, la condición 4 del anexo de la Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001 por la que se concedió autorización de explotación a la instalación se ha visto modificada.

- Por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre de 2003, previo dictamen favorable del Consejo acordado en su reunión de 5 de noviembre de 2003, se autoriza a Enresa para transportar, tratar, acondicionar y almacenar residuos radiactivos de baja y media actividad conteniendo materiales nucleares en el marco del Real Decreto 158/1995, sobre protección física.
- El Consejo en su reunión de 17 de diciembre de 2003, apreció favorablemente la revisión 0 del documento *Criterios de Aceptación de Unidades de Almacenamiento en el centro de almacenamiento El Cabril*.
- El Consejo en su reunión de 17 de diciembre de 2003 apreció favorablemente la revisión 6 del *Estudio de seguridad*.
- El Consejo en su reunión de 17 de diciembre de 2003, apreció favorablemente la revisión 6 de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento*.
- El Consejo en su reunión del 4 de junio de 2003 autorizó la exención temporal de la Especificación Técnica de Funcionamiento 4.5 solicitada por Enresa para poder incinerar residuos radiactivos compactables generados por las instalaciones nucleares con el objeto de evaluar técnica y económicamente dicha gestión frente a la gestión actualmente implantada en la instalación.

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 2003, se realizaron 18 inspecciones a la instalación. Las desviaciones identificadas fueron corregidas o están en curso de corrección por el titular, efectuando el CSN un seguimiento de todas ellas. Los objetivos de cada una de las inspecciones fueron los siguientes:

- Realizar el control y seguimiento de los resultados del programa de investigación sobre la durabilidad de los hormigones y las actividades de cierre de la celda de almacenamiento N-03.
- Comprobar el cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria asociada a la condición 11 de la *Autorización de explotación* en lo que se refiere a los sistemas, componentes y estructuras con incidencia en la seguridad y protección radiológica a largo plazo.
- Verificar y controlar el proceso de aceptación de los residuos de baja y media actividad generados y acondicionados en el *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear de Vandellós I.
- Verificar y controlar el desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Comprobar las verificaciones efectuadas por el titular de la instalación a la red de control de infiltraciones.
- Controlar el programa de protección contra incendios.
- Verificar y controlar los estudios y actuaciones efectuadas para la aceptación de los bultos de residuos radiactivos almacenados temporalmente en los módulos y la vigilancia y control que se realiza a los mismos.
- Verificar la operatividad del plan de emergencia interior y asistir al simulacro anual.
- Verificar y controlar la organización de los servicios de la instalación en las verificaciones e inspecciones periódicas que el titular realiza a la red de control de infiltraciones.
- Verificar y controlar el programa de vigilancia hidrogeológica.
- Verificar y controlar los sistemas eléctricos de la instalación.
- Verificar y controlar los aspectos ligados a la seguridad física en la instalación.
- Llevar a cabo el seguimiento de la prueba de estanqueidad de la red de control de infiltraciones de la plataforma sur de almacenamiento y las actividades de cierre de la celda de almacenamiento N-10.
- Asistir a la prueba del sistema de protección contra incendios del recinto de manipulación y trituration de residuos asimilables a áridos.
- Asistir a la prueba del sistema de ventilación controlada del recinto de manipulación y trituration de residuos asimilables a áridos.
- Asistir a la calibración de la estación meteorológica.
- Asistir a la prueba del sistema de inyección de mortero para el acondicionamiento de los residuos de polvo de humo de acería y de residuos inertizados asimilables a áridos.
- Verificar y controlar la aceptación en la instalación de los residuos generados en las instalaciones radiactivas y actividades asociadas a la retirada y transferencia de los mismos.

d) **Apercibimientos y sanciones**

Como consecuencia de la propuesta de apertura de expediente sancionador acordada por el Consejo en su reunión del día 15 de julio de 2003, la Dirección General de Política Energética y Minas, mediante Resolución del día 16 de diciembre de 2003, impuso una sanción al titular de la instalación motivada por una falta de información al CSN sobre la existencia de cierta cantidad de agua en el pote de recogida de la celda N-16, dificultando el oportuno control de la instalación.

e) Sucesos

Durante el año 2003 no se produjo ningún suceso notificable, 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 2003, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 273. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 8 mSv. persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,24 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,49% con respecto al límite anual. En la figura 1.57 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 132 personas mediante medida 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 6.2.2 de este informe anual. En la tabla 6.5 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 2002, 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.

En la tabla 1.20 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos gaseosos de El Cabril durante el año 2003. Estos vertidos no representaron ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

Figura 1.57. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

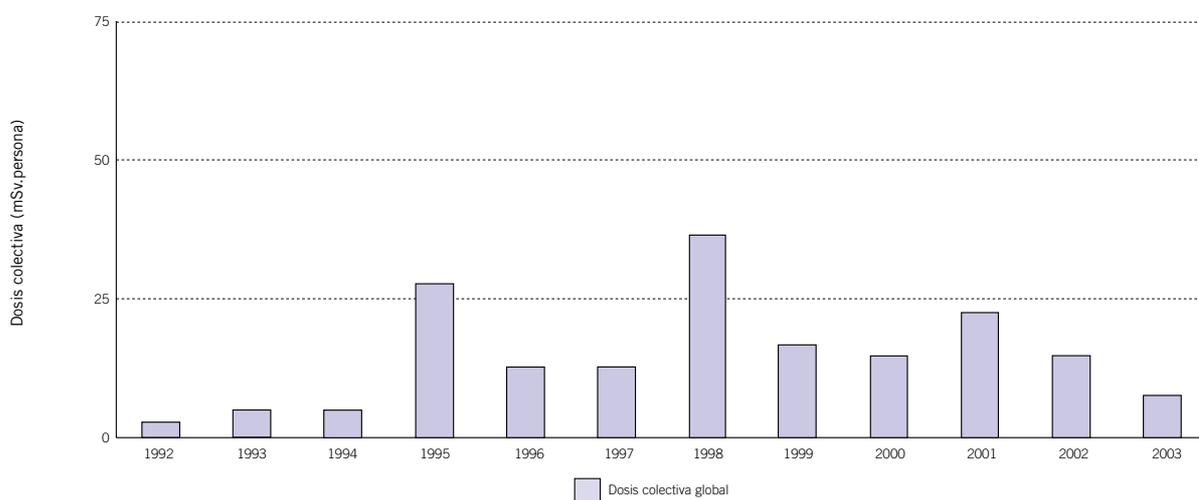


Tabla 1.20. Emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente. El Cabril. Año 2003

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Actividad beta total (Bq)	Actividad gamma (Bq)	Actividad Tritio (Bq)
Gaseosos	5,24 10 ³	9,79 10 ⁴	1,35 10 ³	6,38 10 ⁸

Tabla 1.21. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. El Cabril año 2002

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Aire			
(Bq/m ³)			
Beta total	5,31 10 ⁻⁴ (3,68 10 ⁻⁵ - 1,83 10 ⁻³)	351/351	3,19 10 ⁻⁵
Sr-90	< LID	0/33	4,69 10 ⁻⁶
H-3	3,05 10 ⁻³ (7,98 10 ⁻⁴ - 9,74 10 ⁻³)	17/33	1,37 10 ⁻³
C-14	7,88 10 ⁻² (3,57 10 ⁻³ - 1,89 10 ⁻¹)	31/33	3,57 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/33	3,09 10 ⁻⁵
Cs-137	< LID	0/33	3,02 10 ⁻⁵
TLD	1,39 (0,88 10 ⁻¹ - 2,95)	211/211	-
(mSv/año)			

Tabla 1.22. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). El Cabril año 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	1,98 (7,86 10 ⁻¹ - 3,82)	14/14	5,24 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	5,49 10 ⁻¹
Cs-137	8,06 (1,95 - 1,94 10 ¹)	11/14	4,94 10 ⁻¹

En las tablas 1.21 y 1.22 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, asimismo, 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.

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.

h) Residuos radiactivos

Debido a las actividades de tratamiento y caracterización de residuos que se realizan en el centro de almacenamiento El Cabril, en la propia instalación se generan pequeñas cantidades de residuos radiactivos de baja y media actividad que se agrupan en las siguientes corrientes:

- Residuos tecnológicos, constituidos por material de laboratorio, material usado en el mantenimiento de equipos, guantes, ropas.
- Residuos líquidos acuosos u orgánicos.
- Residuos mixtos compuestos por líquidos orgánicos y viales.

- Filtros procedentes del sistema de ventilación de la instalación.

Los residuos generados son segregados, clasificados y tratados en la propia instalación. El tratamiento al que se someten estos residuos es el mismo que el realizado por Enresa para los residuos generados en las instalaciones radiactivas, es decir compactación, incineración, solidificación e inmovilización en conglomerante hidráulico y fabricación de mortero.

1.2.3. Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

a) Actividades

Pueden destacarse las siguientes 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. No hay existencias de concentrados de uranio.

Durante el año 2003 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, la elaboración del inventario y caracterización radiológica de los equipos principales de la planta, la puesta de operación del filtro-prensa de la sección de acondicionamiento de efluentes líquidos (tratamiento de aguas de corta), reducción del contenido de uranio de las soluciones orgánicas remanentes de las secciones de extracción reextracción, limpieza de equipos de las secciones de precipitación, lavado en contra corriente, y de extracción y reextracción.

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.

b) Autorizaciones

El 14 de julio de 2003, el Ministerio de Economía, previo informe del CSN, emite una Orden Ministerial 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.

c) Inspecciones

Se realizaron seis inspecciones de seguimiento y control. Las inspecciones se llevaron a cabo sobre el seguimiento general de las actividades de la planta, de los documentos de explotación, auscultación del dique de estériles y los programas de vigilancia radiológica ambiental y sobre vigilancia y control de las aguas subterráneas. Estos programas son comunes con la planta Elefante.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones durante el año 2003.

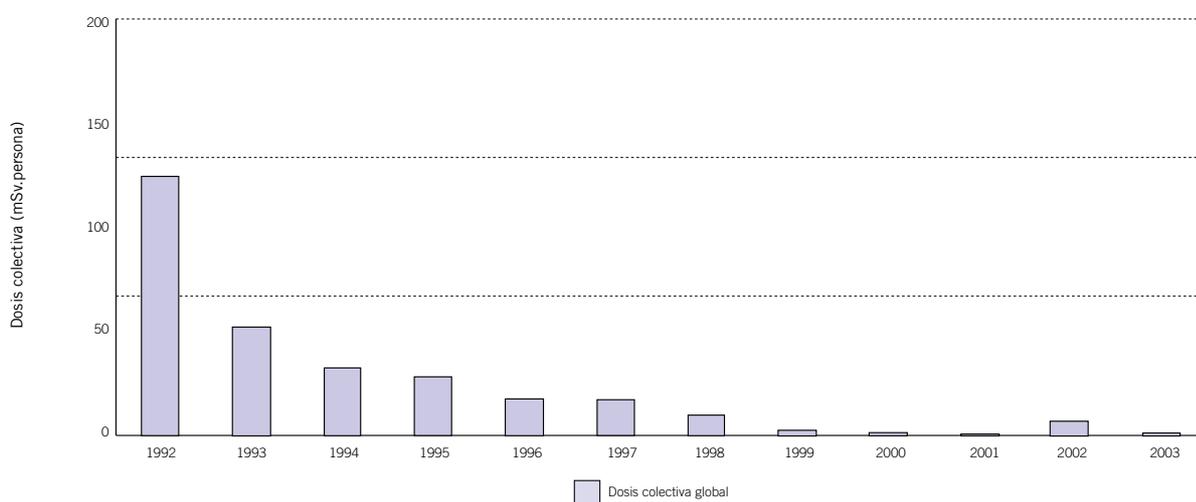
e) Sucesos

Durante el año 2003 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 2003, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio fueron 75. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,82 mSv. persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,21 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,41% con respecto al límite anual. En la figura 1.58 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

Figura 1.58. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio



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 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.5 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, actualmente en fase de desmantelamiento autorizada por resolución de la Dirección General de Energía de fecha 16 de enero 2001.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2002, 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.

En las tablas 1.23 y 1.24 se muestran las emisiones de efluentes líquidos y gaseosos de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio correspondientes al año 2003. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

En las tablas 1.25 a 1.28 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.

Tabla 1.23. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2003

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	3,72 10 ⁻²	0,05
Límite	1,64	3,75

Tabla 1.24. Emisión de efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2003

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	-	-	-	-
Límites	-	15	5	5

(1) Debido al cese de las actividades productivas no se han generado efluentes radiactivos gaseosos.

Tabla 1.25. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Planta Quercus. Año 2002

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	7,71 10 ⁻⁵	312/312	7,83 10 ⁻⁶
Alfa total	(1,06 10 ⁻⁵ - 5,37 10 ⁻⁴)		
Ra-226	5,16 10 ⁻⁶ (2,87 10 ⁻⁶ - 8,36 10 ⁻⁶)	12/24	3,17 10 ⁻⁶
Pb-210	4,13 10 ⁻⁴ (2,21 10 ⁻⁴ - 6,45 10 ⁻⁴)	24/24	4,29 10 ⁻⁶
Uranio total	1,11 10 ⁻⁵ (7,93 10 ⁻⁶ - 1,44 10 ⁻⁵)	7/24	7,13 10 ⁻⁶
Th-230	2,27 10 ⁻⁵ (1,69 10 ⁻⁵ - 3,20 10 ⁻⁵)	17/24	5,61 10 ⁻⁶
TLD	1,58	86/86	
mSv/año	(9,31 10 ⁻¹ - 2,25)		

Tabla 1.26. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,82 10 ³	1/3	1,38 10 ³
Uranio total	2,14 10 ¹ (2,14 10 ¹ - 2,14 10 ¹)	1/3	1,05 10 ¹
Ra-226	< LID	0/3	6,86 10 ²
Pb-210	< LID	0/3	5,97 10 ²
Th-230	< LID	0/3	4,18 10 ³

Tabla 1.27. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,21 10 ² (2,25 10 ¹ - 3,27 10 ²)	8/12	4,04 10 ¹
Ra-226	7,82 (6,07 - 1,15 10 ¹)	9/12	6,55
Pb-210	2,98 10 ¹ (8,33 - 7,61 10 ¹)	11/12	7,29
Uranio total	1,04 10 ² (2,09 - 2,32 10 ²)	8/12	1,44 10 ¹
Th-230	1,56 10 ¹ (4,25 - 2,13 10 ¹)	7/12	3,86

Tabla 1.28. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Planta Quercus. Año 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,89 10 ² (9,51 10 ¹ - 1,30 10 ³)	44/44	9,96 10 ¹
Uranio total	8,05 10 ¹ (1,22 10 ¹ - 4,33 10 ²)	44/44	1,13 10 ¹
Ra-226	5,42 10 ¹ (1,23 10 ¹ - 1,36 10 ²)	43/44	2,38 10 ¹
Pb-210	6,11 10 ¹ (1,73 10 ¹ - 1,31 10 ²)	44/44	8,36 10 ⁰
Th-230	< LID	0/44	1,40 10 ²

Los resultados obtenidos fueron similares a los de períodos anteriores y no mostraron incidencia radiológica significativa para la población atribuible 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 algunos de los valores de plomo-210 obtenidos superaron 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.

1.2.4. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas

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 incluye la descontaminación y desmantelamiento de las instalaciones paradas y la rehabilitación de aquellas zonas del centro que pudieran presentar ciertos niveles de contaminación.

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 se apreció favorablemente la revisión 2 de este documento.

En el mes de mayo de 2003 el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente al Ministerio de Medio Ambiente sobre el *Estudio de impacto ambiental del proyecto de desmantelamiento de diversas instalaciones del Ciemat*.

Durante el año 2003 el CSN continuó con la evaluación de la documentación presentada en apoyo de la solicitud del proyecto de desmantelamiento de diversas instalaciones del Ciemat, remitiendo al titular varios escritos solicitando información adicional.

El Ciemat continuó la caracterización radiológica del centro. El emplazamiento, que inicialmente había sido dividido en 27 parcelas para tal efecto, dispone ahora de 28, dado que una de las parcelas ha sido subdividida en dos. Se han concluido las actuaciones en 11 parcelas y se continúa trabajando en otras seis.

Con el fin de disminuir el agua almacenada en la instalación IN-01, reactor experimental JEN-1, además de no reponer el agua evaporada de la piscina, se instaló un equipo para proceder a la evacuación de parte del agua almacenada. El vertido se realiza con la supervisión del Servicio de Protección Radiológica del Centro, tras los correspondientes análisis y controles de los caudales vertidos. Se realiza, también, un control diario de los niveles de radiación de la superficie de la piscina, además de las operaciones habituales de vigilancia y mantenimiento.

La instalación IN-04, celdas calientes metalúrgicas, continúa a la espera de la decisión del titular sobre su destino final. Mientras tanto se realiza la

vigilancia de la instalación de acuerdo con su estado de descontaminación.

Durante el año 2003 el Ciemat trabajó en el desmantelamiento de la instalación IN-03, planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación, que fue informado favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear en el año 2002.

El resto de las instalaciones radiactivas no operativas, incluidas en el proyecto Pimic (IN-07 almacenamiento de residuos líquidos radiactivos RAA-MTR, IR-16, acondicionamiento de residuos líquidos radiactivos e IR-18, planta M-1) continuaron sometidas a un programa de vigilancia y control.

Las instalaciones operativas funcionaron durante el año 2003 con normalidad.

En el laboratorio de emisores alfa, incluido en IR-15, continuaron desarrollándose los ensayos de coprecipitación de uranio/actínidos, aceptados por el Consejo de Seguridad Nuclear con fecha 9 de abril de 1996.

Continuó el proceso de desmantelamiento de pararrayos radiactivos en la instalación IR-17 y la preparación de las fuentes radiactivas de americio-241 recuperadas para su remisión al Reino Unido para ser recicladas. En el año entraron en la instalación 368 cabezales de pararrayos y se desmontaron 601, que dieron lugar a 1.734 fuentes de Am-241, siendo el número total de pararrayos desmontados de 18.310. En esta misma instalación continuó la campaña específica de desmontaje de detectores de humo.

Como programa de mejora de la seguridad, se evaluó el plan de emergencia interior que contempla las actividades de desmantelamiento incluidas en el Pimic, y se ha solicitado información adicional sobre algunos aspectos del Plan.

Tras la evaluación realizada 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), y de la información adicional remitida por el titular, el Consejo de Seguridad Nuclear solicitó la aclaración de ciertas consideraciones de la información enviada.

b) Autorizaciones

- Por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 29 de agosto de 2003, y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizó la modificación de la instalación IR-15, laboratorios de residuos y materiales radiactivos.
- Por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de diciembre de 2003 y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizó la prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de manipulación y almacenamiento, en el marco del Real Decreto 158/1995, sobre protección física de los materiales nucleares.

Finalizado el período de información pública, al que fue sometido el *Estudio de impacto ambiental del proyecto de desmantelamiento de diversas instalaciones del Ciemat*, el Ministerio de Medio Ambiente comunicó al titular las alegaciones presentadas para que fueran tenidas en cuenta en el citado documento. El mismo Ministerio envió al Consejo de Seguridad Nuclear un resumen de las alegaciones referidas.

c) Inspecciones

Se realizaron siete inspecciones a las instalaciones que se encuentran paradas, 16 a las del grupo que estaban operativas y dos sobre las actividades realizadas en el Pimic.

También se llevó a cabo una inspección al sistema de control de efluentes del Centro. En ninguna de

ellas se apreciaron desviaciones significativas con los programas establecidos.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones durante el año 2003.

e) Sucesos

No se produjo ningún suceso de especial relevancia.

f) Dosimetría personal

En el año 2003, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Ciemat fueron 342. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,41 mSv. persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,14 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,27% con respecto al límite anual. La figura 1.59 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 87 trabajadores y por análisis de orina a 10. 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 a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.5 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 2002, 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 1.29 se resumen los valores del volumen y la actividad de los efluentes líquidos vertidos durante el año 2003, 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 1.30 a 1.32 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 radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

h) Residuos radiactivos

Se entregaron a Enresa 78 bidones de residuos acondicionados (bultos) para su traslado a las instalaciones en el centro de almacenamiento El Cabril.

Figura 1.59. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de las instalaciones del Ciemat

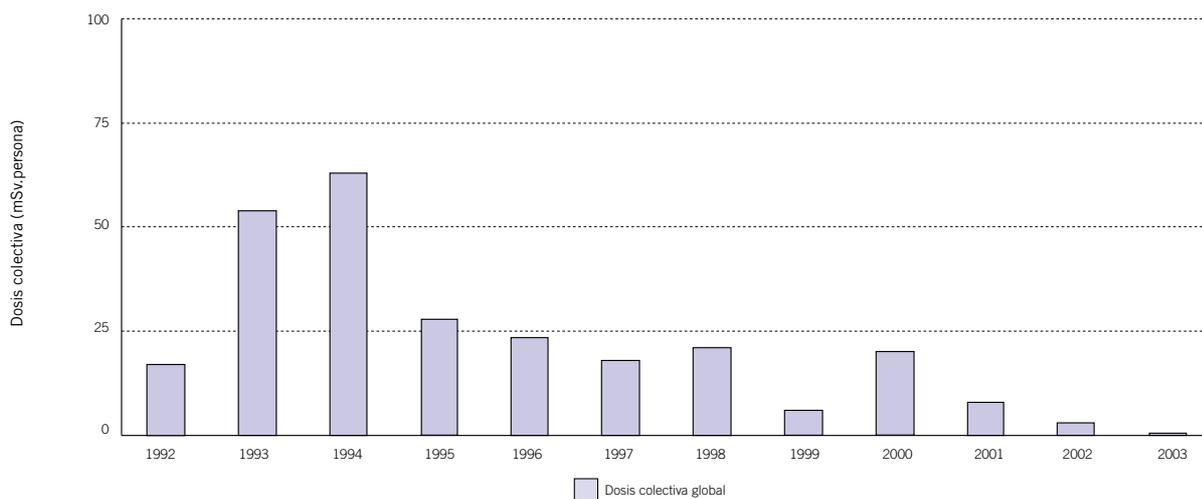


Tabla 1.29. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Ciemat. Año 2003

Efluentes	Actividad total (kBq)	Concentración media (kBq/m ³)
Líquidos	3,11 10 ⁸	4,18 10 ⁵

Tabla 1.30. Resultados PVRA. Aire (Bq/m³). Ciemat. Año 2002

Análisis	Concentración	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
	actividad media (Rango)		
Alfa total	6,44 10 ⁻⁵ (2,17 10 ⁻⁵ - 1,18 10 ⁻⁴)	42/52	2,03 10 ⁻⁵
Beta total	6,82 10 ⁻⁴ (2,08 10 ⁻⁴ - 1,12 10 ⁻³)	52/52	3,48 10 ⁻⁵
Sr-90	3,96 10 ⁻⁶	1/3	9,20 10 ⁻⁷
I-131	< LID	0/52	1,40 10 ⁻⁴
H-3	< LID	0/11	2,02 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/4	8,04 10 ⁻⁶
Co-60	< LID	0/4	9,35 10 ⁻⁶
Cs-134	< LID	0/4	8,21 10 ⁻⁶
Cs-137	< LID	0/4	7,02 10 ⁻⁶

Tabla 1.31. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Ciemat. Año 2002

Análisis	Concentración	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
	actividad media (Rango)		
Sr-90	3,04 10 ¹ (1,75 10 ¹ - 6,27 10 ¹)	8/8	3,47
I-131	< LID	0/4	1,54 10 ¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/8	4,43 10 ¹
Co-60	< LID	0/8	5,39 10 ¹
Cs-134	< LID	0/8	4,28 10 ¹
Cs-137	< LID	0/8	4,20 10 ¹

Tabla 1.32. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Ciemat. Año 2002

Análisis	Concentración	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
	actividad media (Rango)		
Sr-90	8,26 10 ⁻¹	1/1	1,37 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/1	4,50 10 ⁻¹
Co-60	< LID	0/1	5,31 10 ⁻¹
Cs-134	< LID	0/1	5,47 10 ⁻¹
Cs-137	1,28 10 ¹	1/1	3,90 10 ⁻¹

1.3. Instalaciones radiactivas

1.3.1. 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 2003 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 10 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 de establecer una relación más próxima, ágil y flexible con los administrados y de aumentar la intensidad de las actuaciones.

Número de instalaciones y distribución geográfica

Actualmente, tienen autorización de funcionamiento un total de 1.354 instalaciones radiactivas (una de 1ª categoría, 969 de 2ª categoría y 384 de 3ª categoría). Asimismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 22.947 instalaciones de radiodiagnóstico en los correspondientes registros de las comunidades autónomas.

La tabla 1.33 refleja el número de instalaciones autorizadas y su evolución por tipos de aplicación en los últimos años. En la tabla 1.34 se presenta la

Tabla 1.33. Evolución del número de instalaciones radiactivas

Categoría	Campo de aplicación	1999	2000	2001	2002	2003
1ª	Irradiación	1	1	1	1	1
	Subtotal	1	1	1	1	1
2ª	Comercialización	45	44	54	55	55
	Investigación y docencia	82	80	82	78	80
	Industria	557	549	565	573	572
	Medicina	246	252	259	258	262
	Subtotal	930	925	960	964	969
3ª	Comercialización	17	21	18	18	24
	Investigación y docencia	76	75	82	86	94
	Industria	188	182	165	166	168
	Medicina	100	92	82	80	98
	Subtotal	381	370	347	350	384
	Rayos X médicos	16.940	18.402	20.208	21.884	22.947
	Total	18.251	19.698	21.516	23.199	24.301

Tabla 1.34. 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	8	69	40	118	1	22	26	10	59	177	3.862
Aragón	1	1	29	9	40	-	1	10	1	12	52	658
Asturias	-	1	24	8	33	-	1	2	5	8	41	602
Baleares	-	1	4	7	12	-	-	3	3	6	18	512
Canarias	-	2	17	9	28	-	3	-	1	4	32	726
Cantabria	-	1	11	2	14	-	2	5	-	7	21	306
Castilla La Mancha	-	1	30	6	37	-	-	3	2	5	42	788
Castilla León	-	4	35	17	56	-	4	6	1	11	67	1.223
Cataluña	13	21	102	51	187	5	11	33	17	66	253	4.060
Extremadura	-	1	8	5	14	-	1	2	2	5	19	426
Galicia	1	6	28	14	49	-	-	5	3	8	57	1.627
Madrid	34	26	73	50	183	10	21	29	17	77	260	3.193
Murcia	-	-	14	5	19	-	1	3	1	5	24	661
Navarra	1	1	18	3	23	-	2	2	1	5	28	328
País Vasco	1	-	61	11	73	-	8	30	3	41	114	1.448
Rioja	-	-	3	1	4	-	-	1	-	1	5	170
Valenciana	2	6	46	24	78	-	5	16	9	30	108	2.331
Ceuta	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	19
Melilla	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	7

C: Instalaciones radiactivas comerciales.

D: Instalaciones radiactivas de investigación y docencia.

I: Instalaciones radiactivas industriales.

M: Instalaciones radiactivas médicas.

distribución de instalaciones radiactivas por tipos de aplicación y por comunidades autónomas.

Valoración global del funcionamiento de las instalaciones radiactivas durante el año 2003

El Consejo estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2003 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.

1.3.2. Temas genéricos

Las actuaciones del CSN en relación con las instalaciones radiactivas incluye diversas estrategias, entre las que cabe destacar las siguientes:

- Fomentar la implantación de la cultura de seguridad mediante los contactos con instituciones y asociaciones profesionales de los que se deriven instrucciones, guías, recomendaciones y protocolos de actuación; mediante el análisis y la difusión de la experiencia de funcionamiento y mediante la incorporación de las enseñanzas en materia de protección radiológica en la formación universitaria y profesional.
- Reforzar las actuaciones de inspección, estableciendo programas específicos en sectores de instalaciones con resultados más desfavorables e instalaciones de radiodiagnóstico médico, potenciando el control indirecto a través de servicios y unidades técnicas de protección radiológica y supervisando la actuación de estas entidades.
- Incrementar la eficacia y eficiencia en la aplicación de la normativa mediante la simplificación de los trámites administrativos en los procesos de licenciamiento y la elaboración de instrucciones y guías que orienten a los titulares sobre el

mejor cumplimiento de los requisitos necesarios para la obtención de las autorizaciones y sobre la aplicación adecuada de las medidas de seguridad y protección radiológica requeridas por la reglamentación.

- Reforzar el enfoque de proporcionalidad con el riesgo en los requisitos incluidos en la normativa y en las autorizaciones así como en las actuaciones de control del CSN.
- Mejorar la eficiencia de los procesos internos al CSN, reduciendo los plazos de emisión de informes para la resolución de solicitudes de licenciamiento, simplificando el contenido de las autorizaciones y potenciando la utilización de sistemas de información.
- Consolidar y ampliar la encomienda de funciones del CSN a las comunidades autónomas, impulsando el establecimiento de nuevos acuerdos de encomienda, la ampliación del alcance de los ya existentes e implantando mecanismos de coordinación y control de las actuaciones encomendadas.

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 2003, en aplicación de estas disposiciones:

- Circular sobre notificación de operaciones de gammagrafía en obra. Dirigida a instalaciones

radiactivas industriales con equipo de gammagrafía móvil, para que previamente al desplazamiento de estos al lugar de trabajo y con una antelación de siete días, se envíe una notificación informando de la fecha, lugar y hora de las operaciones a realizar al CSN.

- Circular informativa sobre incidentes acaecidos en gammagrafía industrial a causa de la desconexión entre el portafuentes y el telemando en los equipos del modelo TO-660. Dirigida a instalaciones radiactivas industriales con equipos de gammagrafía móvil, para que se transmita a los operadores la importancia de asegurarse que la conexión portafuentes-telemando se ha realizado de forma correcta.
- Circular sobre autorización de instalaciones de tele-terapia con equipos aceleradores lineales. Dirigida a instalaciones radiactivas médicas de radioterapia y medicina nuclear con recomendaciones a tener en cuenta a la hora de solicitar autorización de funcionamiento de aceleradores.
- Circular sobre control de material radiactivo dirigido a las instalaciones radiactivas en funcionamiento, instándoles a extremar la aplicación de las medidas de seguridad para evitar el acceso de personal no autorizado al material radiactivo disponible y a informar de cualquier anomalía detectada que pueda afectar al control de las fuentes de radiación. La circular tuvo origen en las recomendaciones de organismos internacionales ante el clima de intranquilidad que generó la situación internacional previa a la guerra en Irak.
- Instrucción técnica sobre Certificados de Aprobación de bultos de transporte tipo B(U). Dirigida a instalaciones radiactivas que comercializan o poseen los diferentes modelos de equipos de gammagrafía industrial autorizados en España. Requiere la remisión al CSN de los Certificados de Aprobación vigentes como

modelo de bulto tipo B(U) para esos equipos y las sucesivas revisiones de los mismos que se emitan en el futuro.

Durante el año 2003 se ha continuado con la aplicación de forma experimental 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.

El CSN ha participado en el Comité Asesor INES del OIEA en la elaboración de una *Guía adicional al manual INES* para fuentes radiactivas y su aplicación en sucesos ocurridos en instalaciones radiactivas. El resultado durante el año 2003 ha sido de 21 sucesos en instalaciones radiactivas de los cuales seis han sido clasificados de *nivel 1* y 15 de *nivel 0*.

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 y 2003 y en este sentido cabe destacar:

- Se ha hecho un seguimiento del cumplimiento de la Instrucción técnica complementaria del CSN, en la que se instaba a los titulares de

este tipo de instalaciones a incorporar los procedimientos relativos a planificación de tareas, supervisión de los trabajos en obra y formación del personal, en los reglamentos de funcionamiento de las mismas.

- Se ha seguido con la campaña, puesta en marcha en el año anterior, 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 hecho un análisis de las dosis operacionales hasta el año 2002 de los trabajadores expuestos de las instalaciones de gammagrafía móvil más representativas, en el que se pone de manifiesto que en el último año había disminuido el porcentaje de trabajadores con dosis altas (superiores a 10 mSv/año) y que más del 50% de ellos habían tenido dosis inferiores a 5 mSv/año, resultados estos, que podrían interpretarse como consecuencia de las medidas adoptadas en el plan de actuación, aunque será necesario seguir comprobando esta tendencia en años sucesivos.
- 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 2003, existen en España seis ciclotrones con autorización de funcionamiento, dos en proceso muy avanzado de licenciamiento, cuyas autorizaciones se otorgarán a primeros del 2004, y otros dos más en las primeras etapas de licenciamiento. 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). Esta técnica, ha supuesto el inicio de un gran número de solicitudes de instalaciones de 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 mejorar 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 144 aceleradores lineales para radioterapia externa, de ellos, 15 han sido licenciados en 2003.

Han continuado las actividades de la Ponencia de Protección Radiológica, donde intervienen las Consejerías de Salud de las diferentes comunidades autónomas, el Ministerio de Sanidad y el CSN y donde se tratan temas de interés común a todas las partes participantes. Durante 2003, en la Ponencia se han tratado una serie de temas, entre los que merece destacar la terminación de la realización de cursos de los auditores de las Consejerías de Salud de las comunidades autónomas, dirigidos a vigilar el cumplimiento de los Reales Decretos que establecen los criterios de calidad en Radiodiagnóstico, Medicina Nuclear y Radioterapia.

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 comenzado las actividades de los siguientes grupos de trabajo:

- Terapia metabólica, criterios para el alta de los pacientes.
- Dosimetría de área.
- Dosimetría interna.

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 2003 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 2003, se recibieron del orden de 16.000 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 2003 se ha finalizado la primera etapa de 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 les dan servicio. A tal fin, las instalaciones fueron seleccionadas entre las de radiodiagnóstico general que no estén atendidas por un Servicio de Protección Radiológica, ya que a las mismas se las controla a través del control 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 2003 se han efectuado 171 inspecciones a instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico según se relaciona en el punto 1.3.4. Actualmente se está elaborando el informe de resultados a partir del cual se seguirán programas de inspección consolidados para 2004 y siguientes. En estos programas se van a ir incorporando inspecciones a instalaciones de radiodiagnóstico dental inscritas en el registro, de modo

que entren a formar parte de ellos las *Unidades técnicas de protección radiológica* (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 en el CSN a consecuencia del funcionamiento de las instalaciones, así como los casos de superaciones de los límites de dosis establecidos. En todos ellos, se han efectuado 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 nº 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 1.39 y 1.40 se reflejan la venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más

significativas y los suministros de fuentes no encapsuladas, respectivamente.

Desde el año 2001 se viene observando una disminución gradual de la venta de detectores iónicos de humos, así como la clausura de instalaciones radiactivas dedicadas a su importación, almacenamiento y venta, en gran medida resultado de la sustitución de dichos sistemas detectores por otros sistemas que no incorporan material radiactivo, ópticos en general. Es de destacar que hoy en día en nuestro país sólo está autorizada la comercialización de detectores iónicos de humos conteniendo Am-241 en cantidades menores a 37 KBq y que han superado los ensayos propuestos por la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE, lo que facilita su gestión final.

1.3.3. Licenciamiento

Durante el año 2003 el Consejo de Seguridad Nuclear emitió 370 dictámenes referentes a instalaciones radiactivas:

- 46 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 2ª categoría.
- 16 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 3ª categoría.
- 39 para declaración de clausura.
- 269 para autorizaciones de modificaciones diversas.

De las licencias evaluadas, las siguientes lo fueron por personal técnico de las respectivas comunidades autónomas con encomienda de funciones:

Cataluña

- Cuatro para autorizaciones de funcionamiento.
- Ocho para declaración de clausura.

- 59 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Baleares

- Dos para autorizaciones de modificaciones diversas.

País Vasco

- Seis para autorizaciones de funcionamiento.
- Dos para declaraciones de clausura.
- 27 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 1.36 las solicitudes recibidas durante el año 2003,

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 2003 se remitieron 83 cartas por el CSN.

Tabla 1.35. 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	25	9	17	1	1	5	3	1
Clausura	18	7	5	2	1	2	1	3
Modificación	119	21	84	5	17	11	12	-
Totales	162	37	106	8	19	18	16	4

Tabla 1.36. Número de expedientes de licenciamiento recibidos, resueltos y pendientes

	Tipo de solicitud			Total
	Funcionamiento	Modificación	Clausura	
Solicitudes recibidas en 2003	57	261	42	360
Solicitudes informadas en 2003	62	269	39	370
Solicitudes pendientes de informe a 31/12/03	22	82	18	122

1.3.4. Seguimiento y control de las instalaciones

A lo largo del año 2003 se realizaron 1.535 inspecciones a instalaciones radiactivas. Su distribución por tipos fue la siguiente:

- 700 fueron realizadas por el propio personal del CSN según se detalla:
 - 595 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.
 - 13 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.
 - 66 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 26 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 319 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Cataluña:
 - 257 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones y siete de control de rayos X médicos.
 - 26 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 36 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 34 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de las Islas Baleares (17 a instalaciones radiactivas, 15 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y dos de incidencias).

- 73 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad foral de Navarra (32 a instalaciones radiactivas, 39 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y dos de incidencias).
- 175 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Valencia (118 a instalaciones radiactivas, 52 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y cinco de incidencias).
- 65 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Galicia (60 a instalaciones radiactivas, 3 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y dos de incidencias).
- 169 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito al Gobierno Vasco (123 a instalaciones radiactivas, 42 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y cuatro 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 653 de instalaciones radiactivas, 800 de instalaciones de rayos X de diagnóstico, así como 240 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 153 cartas de control directamente por el CSN, 163 por el servicio que ejerce la encomienda de funciones en Cataluña y 107 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

en el año 2003, una de una instalación industrial y 12 referidas a instalaciones de radiodiagnóstico. En estos casos se efectuó una visita de inspección, informando posteriormente a los denunciantes acerca del estado de la instalación y remitiendo, en su caso, 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 n° 1.493/93.

1.3.5. Dosimetría personal

En el año 2003 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas y que fueron controlados por estos centros fueron 80.702. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 30.312 mSv. persona.

Si se considera en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media de este colectivo resultó ser de 0,93 mSv/año, lo que representó un porcentaje de 1,9% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

En 15 trabajadores (un 0,02% del total) se registraron lecturas que constituían casos de potencial superación del límite anual de dosis establecido en el *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. En todos los casos de potencial superación del límite anual de dosis, 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.

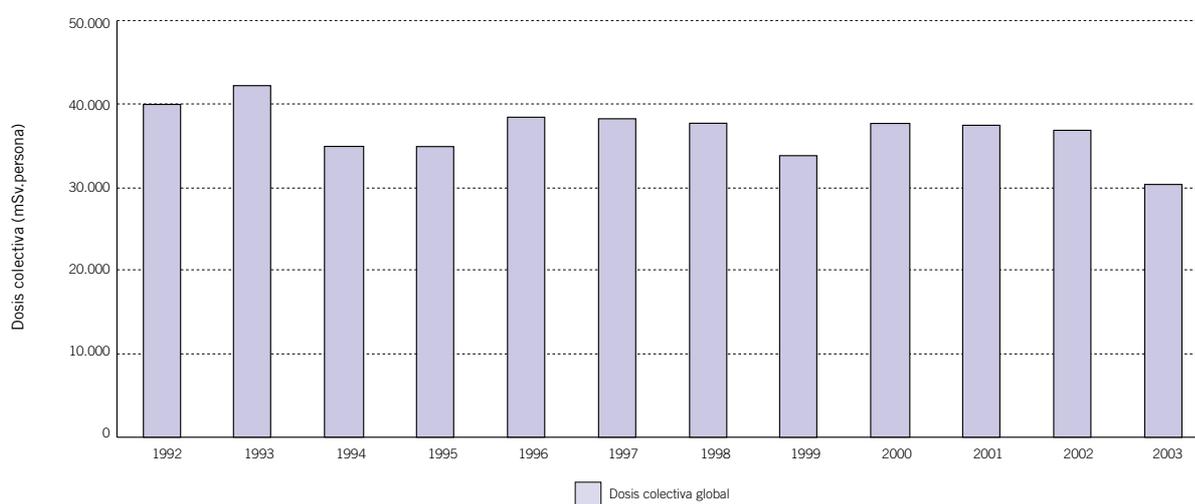
- Además, se requiere al titular de la instalación, en ese mismo escrito, un informe sobre las circunstancias de la exposición y detalle de las medidas correctoras aplicadas para evitar que, en un futuro, se produzcan situaciones similares.
- Paralelamente a dicho escrito, se programa una inspección 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 nunca 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.

Tabla 1.37. 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	70.286	25.307	0,92
Instalaciones radiactivas industriales	5.898	3.798	1,22
Centros de investigación	4.518	1.207	0,60

Figura 1.60. Evolución de las dosis colectivas para el conjunto de trabajadores de instalaciones radiactivas



En la tabla 1.37 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 1.60 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del conjunto de dichas instalaciones.

1.3.6. Incidencias y acciones coercitivas

Durante el año 2003 se registraron en las instalaciones radiactivas las incidencias significativas que se detallan en la tabla 1.38.

Se propuso por el CSN a la autoridad competente de industria, la apertura de un expediente sancionador.

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 59 apercibimientos por el CSN, 13 por la Generalitat de Catalunya y 55 por el País Vasco, identificando las desviaciones encontradas y requiriendo su corrección al titular en el plazo de dos meses.

Asimismo y 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.

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2003

Instalación	Tipo de incidencia	Acciones y consecuencias
Eurocontrol	Fallo del seguro de la fuente de Ir-192 en equipo de gammagrafía móvil	Se soluciona el fallo del seguro. Revisión médica de la persona afectada
Hospital General Virgen de las Nieves	Pérdida fuente de Ir-192	Comprobación lecturas dosimétricas. La fuente puede haber sido evacuada como residuo convencional.
Hospital Ruber Internacional	Avería en equipo de braquiterapia durante pruebas rutinarias	Sustitución de fuente y cable
Compañía Valenciana del Extensible	Incendio en dependencias	Retirada de fuente con posible pérdida de hermeticidad
Aragogamma	Avería en monitor en acceso al recinto blindado del irradiador	Equipo reparado y calibrado
Hospital 12 de octubre	Vertido de orines contaminados	Reparación del indicador de nivel
	Fallo en dos ocasiones en la señalización del sistema de retracción de la fuente en equipo de telecobaltoterapia	Se ajusta el regulador y se comprueba su correcto funcionamiento. Se sustituye el microprocesador
SGS Tecnos	Dificultad en retraer la fuente de Ir-192 en el contenedor de equipo de gammagrafía	Revisión equipo y reparación
Hospital Infanta Cristina	Fallo en la señal eléctrica de la consola de equipo de telecobaltoterapia	Sin consecuencias radiológicas. Revisión del equipo
Cualicontrol-Aci	Fallo inadvertido de recogida de fuente en equipo de gammagrafía móvil	Operador expuesto a radiaciones. Recogida de la fuente a su contenedor de transporte
Geoteyco, S.A.	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos por vehículo en obra	Medida de dosis y traslado equipo
Synconsult, S.L.		
ACS Proyectos, Obras y Construcciones S.A.		
Ionmed (dos incidentes)	Conato de incendio en la sala de tratamiento de irradiación	Se desactivó el acelerador y se extinguió el incendio
Inspección y Garantía de Calidad, S.A.	Fuente de Ir-192 no retraída en equipo de gammagrafía móvil	Recogida de la fuente a su posición original
Financiera Maderera, S.A.	Labores de mantenimiento con obturador de la fuente radiactiva abierto de forma inadvertida	Dosis de trabajador no expuesto. Reparación del obturador
AEP Industries Packaging España, S.A.	Golpe en tapadera de obturador de equipo con fuente radiactiva que impide su ajuste en posición cerrada	Desmantelamiento equipo y almacenamiento hasta su reparación
Payma Cotas, S.A.	Sustracción de tres equipos de medida de densidad y humedad de suelos del almacén	Denuncia a la Guardia Civil. Posterior recuperación de los equipos sin indicios de manipulación
Iranor, S.L.	Sustracción equipo de gammagrafía de vehículo del operador	Denuncia a la Policía. Equipo encontrado sin indicios de manipulación

Tabla 1.39. Venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativos

Tipo de equipo o fuente	Número
Nº de equipos radiactivos de aplicación industrial	115
Nº de detectores de humos	193.834
Nº de detectores de polvo	2
Nº de equipos de rayos X de aplicación industrial	2
Nº de aceleradores de partículas de uso médico*	14
Nº de ciclotrones *	0
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafia industrial	303
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafia industrial reexportadas	279
Nº de fuentes encapsuladas de cobalto-60 para uso médico (radioterapia)	13
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de iridio-192 para uso médico (radioterapia)	97
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de cesio-137 para irradiadores biológicos	0

* Ventas administrativas durante el año 2003.

Tabla 1.40. Suministros más significativos de fuentes no encapsuladas

Isótopo	Actividad aproximada
	GBq
Molibdeno-99/Tecnecio-99 m	364.856
Yodo-131	19.330q
Talio-201	1.414
Galio-67	6.171
Xenon-133	61
Iridio-192 (hilos u horquillas)	635

2. 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.

2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica

2.1.1. 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 artículo 57 que el CSN podrá requerir a los titulares de las instalaciones radiactivas disponer de un servicio de protección propio o contratado.

2.1.2. Situación actual de los servicios y unidades técnicas 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 día 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 2003 fueron solicitadas tres autorizaciones para la constitución de nuevos SPR y una modificación. Se informó una modificación y una clausura. Se realizaron 23 inspecciones: 17 por el CSN, cuatro por la encomienda en Cataluña y dos por la encomienda de Navarra.

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 21 inspecciones a UTPR: 17 por el CSN y cuatro por la Generalitat de Cataluña. Hubo tres solicitudes para nuevas UTPR, se autorizó una y se clausuraron seis que estaban inactivas tiempo atrás.

En el momento actual disponen de autorización 62 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 la 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.

2.2. 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 2003 se recibieron 24 solicitudes de autorización y modificación y tres de clausura de empresas dedicadas a la venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para diagnóstico médico. Se informó favorablemente la autorización de 20 empresas de nueva creación, la modificación de cinco de las inscripciones existentes y tres clausuras. A 31 de diciembre de 2003, disponen de autorización 255 empresas de venta y asistencia técnica.

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.

Se ha remitido una Instrucción técnica a todas las empresas de venta y asistencia técnica autorizadas, sobre requisitos de marcado de los equipos de rayos X para diagnóstico médico y sobre el certificado de retirada de los equipos en desuso.

Se ha remitido una Instrucción técnica sobre *Requisitos de autorización como instalación radiactiva* a las empresas de venta y asistencia técnica que realizan actividades de montaje y prueba de equipos productores de radiaciones ionizantes para su posterior venta.

Se ha remitido un apercibimiento a 83 empresas de venta y asistencia técnica que no enviaron a al CSN el informe anual correspondiente a 2002.

2.3. Servicios de dosimetría personal

En el capítulo 6 (apartado 6.1.2) 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 6.1.2, cabe mencionar que, durante 2003:

- La Consejería de Economía e Innovación Tecnológica de la Comunidad de Madrid ha resuelto el expediente sancionador instruido a un servicio de dosimetría personal externa (SDPE), a propuesta del CSN, debido a que el titular había continuado prestando servicio, pese a que este Organismo había archivado su solicitud para obtener autorización como SDPE.
- Se realizaron seis 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 firmado un acuerdo específico entre el CSN y el Ciemat para la realización de una campaña de intercomparación (determinación de iodo en tiroides) entre los servicios de dosimetría personal interna de las centrales nucleares españolas y Tecnatom, con fecha de 16 de octubre del 2003.
- Se ha llevado a cabo la revocación temporal de la autorización del servicio de dosimetría personal de Dositech.
- Se ha llevado a cabo la validación sobre el funcionamiento de la aplicación informática *Internal dose assessment code* (Indac) que implementa las recomendaciones de la publicación 66 de la ICRP y las acciones para su implantación práctica en los servicios de dosimetría personal interna que han motivado la modificación de oficio de la autorización de estos servicios.

Se ha continuado con los trabajos de revisión de la Guía de Seguridad 7.1, *Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal*, se elaboró el borrador 2, tras la incorporación de la evaluación de los comentarios efectuados por entidades externas al Consejo de Seguridad Nuclear relacionadas con este tema.

2.4. Empresas externas

En el capítulo 6 (apartado 6.1.5 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 2003 se encontraban inscritas en el Registro de Empresas Externas un total de 737 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 siete inspecciones a otras tantas empresas con el fin 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.

2.5. 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.

A finales del año 2003 se firmó un acuerdo con el Ciemat para la elaboración de material docente de los cursos para obtención de licencias y acreditaciones en instalaciones radiactivas, incluidas las de radiodiagnóstico. Dicho material docente estará en soporte informático.

2.5.1. 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.

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 formación continua o reentrenamiento. Esta Guía está en proceso de revisión, estando previsto finalizarla en el año 2004. Adicionalmente, está prevista la emisión próxima de una Instrucción del CSN que establezca los requisitos mínimos de formación inicial, continua, y las obligaciones de

todo el personal con licencia de las centrales nucleares.

Las centrales de Cofrentes y 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 EE UU similar a ella. A lo largo de 2003 se ha finalizado la construcción de los simuladores réplica de las centrales José Cabrera, Ascó, Vandellós, y Trillo, habiéndose validado por inspectores del CSN y estando en estado operativo. Se espera que para el año 2004 se encuentre finalizado y aceptado por el CSN el simulador réplica de la central nuclear Santa María de Garoña.

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 2.1 se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2003.

Tabla 2.1. Concesión y renovación de licencias de centrales nucleares, durante el año 2003

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			
José Cabrera	–	–	1	5	14	13	14	3
Santa María de Garoña	3	–	–	3	9	17	19	1
Almaraz	–	–	–	18	20	23	30	2
Ascó	2	4	–	16	14	28	34	4
Trillo	–	–	–	1	8	15	18	2
Cofrentes	–	–	–	9	9	15	13	4
Vandellós II	2	–	–	5	9	15	16	3
Total	7	4	1	57	83	126	144	19

2.5.2. 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 seguimiento 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 14 licencias de operador y seis de supervisor y se concedieron seis licencias nuevas de supervisor y cuatro de operador.

En la tabla 2.2. se presenta la relación de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2003.

2.5.3. 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 2.3. se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2003.

2.5.4. 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

Tabla 2.2. Concesión y renovación de licencias de instalaciones del ciclo de combustible y desmantelamiento. Año 2003

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	–	2	–	5	27	15	40	2
Centro de Saelices (Plantas Quercus y Elefante)	–	–	–	3	11	3	10	2
Instalaciones nucleares del Ciemat	–	–	–	–	–	1	–	–
Instalaciones radiactivas del Ciemat	6	4	–	–	–	44	44	4*
Instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril	–	–	–	3	3	4	9	3
Vandellós I	–	–	–	–	–	1	–	1
Total	6	6	–	11	41	68	103	12

* También para las instalaciones nucleares.

Tabla 2.3. Concesión y renovación de licencias de instalaciones radiactivas. Año 2003

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			
Instalación radiactiva 1ª categoría (excepto ciclo combustible)	–	–	–	1	1	–	–	–
Instalaciones radiactivas 2ª y 3ª categoría (excepto Ciemat)	204	581	1	3	9	2.172	4.797	150
Total	204	581	1	4	10	2.172	4.797	150

Jefe del servicio de protección incluye títulos de jefe de servicio de unidades técnicas de protección radiológica.

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 2003, el CSN expidió 1.362 acreditaciones para dirigir y 2.317 para operar instalaciones de radiodiagnóstico médico.

A 31 de diciembre de 2003 el número de personas acreditadas para dirigir y operar instalaciones de radiodiagnóstico era de 30.370 y 42.963 respectivamente.

2.6. 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 conseguir 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 tres homologaciones de cursos para instalaciones radiactivas que implicaron 16 combinaciones de campos de aplicación y nivel y se modificaron otros tres. En el campo del radiodiagnóstico se propusieron tres homologaciones que implicaron siete combinaciones y se modificaron otros dos.

El CSN propuso y calificó las pruebas finales de los cursos autorizados para instalaciones radiactivas que se celebraron durante el año 2003, lo que supuso un total de 44 celebraciones. Algunas de ellas contaban con más de una especialidad.

2.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías modelos o protocolos de verificación

2.7.1. 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.

2.8. Otras actividades reguladas

El *Reglamento de 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 2003 se han recibido en el CSN diez 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 ocho autorizaciones y tres modificaciones de esas actividades.

El *Reglamento de instalaciones nucleares 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 2003 se han solicitado cuatro exenciones de autorización como instalación radiactiva, informándose favorablemente una de ellas.

3. Residuos radiactivos

3.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad

El CSN ha continuado realizando durante el año 2003 el control del inventario de los combustibles irradiados y los residuos de alta actividad y de las instalaciones de almacenamiento temporal existentes en España. Asimismo, continúa 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, de acuerdo con la situación que se resumen a continuación.

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. 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 Ensa.

El cese de la operación de la central nuclear José Cabrera en abril de 2006 hará necesario, según lo dispuesto en el artículo 28 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* 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.

De acuerdo con lo anterior, y con las previsiones del Plan de General de Residuos Radiactivos (PGRR), aprobado en julio de 1999, será alrededor del año 2010 cuando habrá que contar con soluciones adicionales 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, además de para el almacenamiento de los combustibles irradiados según se vaya necesitando. La solución preferida es el almacenamiento temporal centralizado (ATC), aunque no se descartan otras soluciones.

En cuanto a la gestión final del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, la solución en consideración, según el PGRR, 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 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.

En noviembre de 2003, tuvo lugar la primera reunión de revisión de los informes nacionales de la *Convención conjunta sobre la seguridad de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos*, (ratificada por España el 11 de mayo de 1999, que entro en vigor el 18 de junio de 2001). De los compromisos adquiridos con la presentación del Informe de España se destacan los relativos al desarrollo normativo para la gestión del combustible y los residuos de alta actividad, y el de informar en la próxima reunión (2005) sobre los avances relativos a las tomas de decisiones que habrá que adoptar para el año 2010.

En relación con lo anterior, conviene señalar también, por las implicaciones que puedan derivarse, la propuesta de directiva del Consejo de la Unión Europea sobre la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos, que considera necesaria la definición de un programa para la toma de decisiones asociadas a la gestión final de los residuos de alta actividad.

De acuerdo con la situación actual de la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, antes resumidas y con las necesidades, previsiones y compromisos expuestos, las actuaciones del CSN durante el año 2003 estuvieron dirigidas fundamentalmente a:

- 1) El control del inventario de los combustibles irradiados y de las condiciones operativas de las piscinas de almacenamiento del combus-

tible de las centrales nucleares, y del almacén temporal individualizado (ATI) de contenedores de la central nuclear de Trillo.

- 2) El 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 el licenciamiento de los sistemas de almacenamiento temporal adicionales previstos para el cierre de la central nuclear José Cabrera y el diseño genérico de un ATC, que Enresa tiene previsto presentar al CSN para su aprobación, de acuerdo con el artículo 81 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*.
- 4) 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.
- 5) 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.
- 6) La realización de estudios propios e independientes 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.
- 7) El desarrollo del marco regulador relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, con el estudio de la normativa de organismos internacionales, y de otros países, plasmado en un primer informe, que identifica algunos de los aspectos de la normativa nacional que requieren ser completados, analiza los principios y requisitos internacionales para la gestión de los residuos radiactivos y recopila la normativa de los

países mas avanzados en relación con la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad

Adicionalmente el CSN ha realizado las actuaciones para preparación y presentación del Informe Nacional de la *Convención conjunta*, elaborado conjuntamente con la Dirección General de Política Energética y Minas, Enresa y el sector eléctrico, y colaborado en el seguimiento de la propuesta de directiva antes mencionada.

3.1.1. Inventario de combustible irradiado almacenado de las centrales nucleares

La cantidad de elementos combustibles irradiados almacenados, a 31 de diciembre de 2003, en las piscinas de las centrales nucleares españolas en operación y en el almacén en seco de la central nuclear de Trillo representaba un total de 9.444. De éstos, 4.372 son elementos de las centrales nucleares de agua en ebullición (BWR), Santa

María de Garoña y Cofrentes, y 5.072 son de las centrales de agua a presión (PWR), en esta última cantidad se han contabilizado también los 126 elementos de la central nuclear de Trillo cargados en seis contenedores que se encuentran en el almacén en seco de la misma.

La situación de cada una de las piscinas de almacenamiento es la que se presenta en la tabla 3.1 y en la figura 3.1, indicándose en cada caso: la capacidad total, la reserva del núcleo (o posiciones para albergar los elementos de combustible que se 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.

Tabla 3.1. Situación de los almacenamientos de combustibles irradiados en las centrales nucleares españolas a finales del año 2003

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	944	703	57,32	2021
Almaraz II (p)	1.804	157	1.647	872	775	52,94	2022
Ascó I (p)	1.421	157	1.264	840	424	66,46	2013
Ascó II (p)	1.421	157	1.264	756	508	59,81	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	530	98	84,39	⁵
ATI ² de Trillo (c)	1.680		1.680	126	1.554	7,50	
Total	17.872	2.055	15.817	9.444	6.373	59,71	

1 El grado de ocupación se refiere, en todos los casos, a la capacidad efectiva.

2 Almacén Temporal Individualizado.

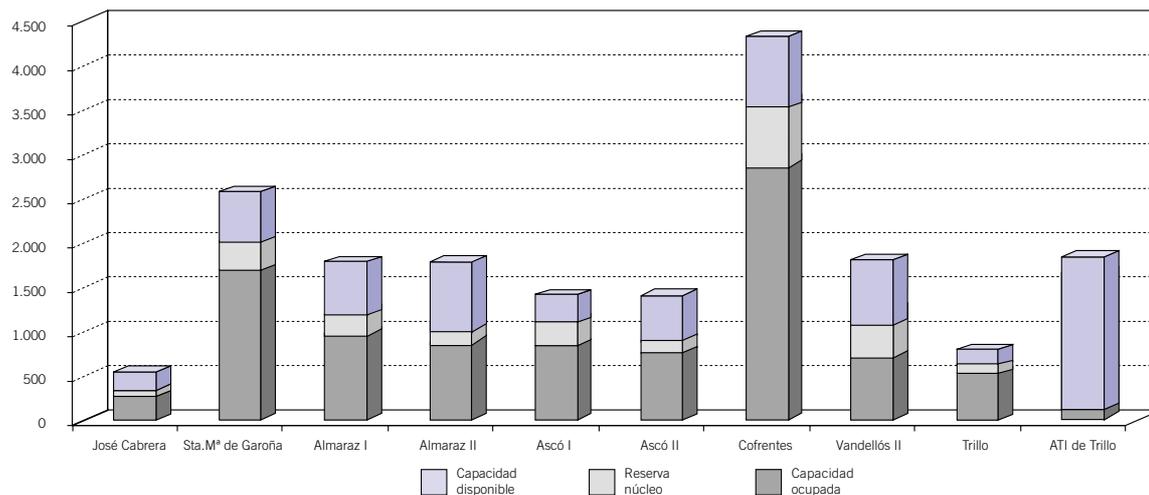
3 Año de saturación hipotético, ya que la central está previsto que deje de operar en abril de 2006, con lo que la capacidad será suficiente hasta esa fecha.

4 Año de saturación sobre la situación actual, partiendo de que la operación de cambio de bastidores se realizó en la piscina Oeste y no en la piscina Este, lo que podría dar un margen adicional de unos años.

5. Al disponerse de un ATI no se plantea problema de saturación de la piscina.

(p) Piscina. (c) Contenedores.

Figura 3.1. Situación de los almacenamientos de combustible irradiado en las centrales nucleares españolas a finales del año 2003



De acuerdo con los datos anteriores, la situación 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 saturará 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 de los grupos I y II de la central de Ascó se saturarán consecutivamente en los años 2013 y 2015, y las de las centrales nucleares Santa María de Garoña, Almaraz I y Almaraz II dispondrán de capacidad de almacenamiento suficiente hasta el final de su vida prevista. En el caso de la central de Trillo, se ha liberado capacidad en la piscina con la carga de 126 elementos combustibles en los seis contenedores existentes a finales del 2003 en el almacén, que en principio tiene capacidad suficiente para albergar el combustible irradiado que se genere durante la vida prevista de esta central.

3.1.2. Almacenamiento temporal del combustible irradiado

Durante el año 2003 se continuó el seguimiento de los desarrollos normativos de organismos inter-

nacionales, 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 del Este, *Western European Nuclear Regulators Association* (WENRA), que está tratando de armonizar los niveles de referencia para la seguridad.

Se han continuado 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, dirigidos fundamentalmente al cumplimiento de las normas internacionales recientes.

3.1.2.1. Licenciamiento y control del contenedor Ensa-DPT

Los contenedores Ensa-DPT de tecnología americana, para almacenamiento temporal y transporte del combustible irradiado desarrollados por Enresa, se fabrican en España, en los talleres que Ensa tiene en Santander y se utilizan en el almacén de Trillo desde julio de 2002, tras finalizar el proceso de licenciamiento para el desempeño de las dos funciones. Dicho proceso incluyó:

- La aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento, 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:

- 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 *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* y en la normativa del país de origen de la tecnología.

En marzo de 2003, Enresa remitió el informe anual requerido, donde informa de las modificaciones efectuadas, 37 en total, de las que Enresa realizó las correspondientes evaluaciones de segu-

ridad, tratándose de modificaciones menores que no requirieron apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

A finales de 2003, además de los seis contenedores, trasladados a la central nuclear de Trillos y cargados que se encuentran en el almacén temporal de contenedores de la central, otros dos contenedores se encontraban ya fabricados a la espera de ser enviados a la misma, y otros cuatro en diferente estado del proceso de fabricación en los talleres de Ensa.

Durante el año 2003 se han iniciado las actuaciones para la ampliación de la aprobación del contenedor Ensa-DPT para almacenar combustible de mayor grado de quemado al actualmente autorizado, de 40.000 MWd/tU hasta 45.000 MWd/tU (megavatio día por tonelada de uranio), que Enresa tiene previsto solicitar a principios del año 2004.

3.1.2.2. 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, autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002, previo informe favorable del CSN, está sujeta al cumplimiento de los límites y condiciones de la aprobación de los contenedores y se realiza de acuerdo con las especificaciones de los mismos.

El almacén tiene capacidad para 80 contenedores, en principio suficiente para el combustible que se genere durante la operación de la central, encontrándose actualmente con un total de seis, de los que dos fueron cargados y almacenados en el año 2002, y cuatro en el año 2003. La carga de los primeros contenedores fue inspeccionada por el CSN, que también ha realizado inspecciones a la carga del último y a los aspectos de protección radiológica del almacén, como ya se indicó en el apartado de centrales nucleares.

3.1.3. 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) desarrollos propios del CSN para la adquisición de herramientas y capacidad técnica.

3.1.3.1. Seguimiento y participación en los desarrollos internacionales

Durante el año 2003 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 solución de AGP, además de en foros de debate sobre la comunicación al público y con los agentes involucrados en la toma de decisiones, destacándose la participación en los comités y grupos de trabajo de organismos internacionales (NEA/OCDE, OIEA y 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 agentes implicados en la toma de decisiones para la gestión de residuos radiactivos, es especial de alta actividad. La labor desarrollada ha estado dirigida al conocimiento de las aproximaciones adoptadas por diferentes países y la evolución de las instituciones a este fin. Las reuniones y seminarios han contado con una amplia participación de agentes políticos y sociales incluyendo representantes de parlamentos y de municipios de algunos países,

además de expertos en la gestión de los residuos radiactivos de las instituciones representadas y expertos en ciencias sociales.

- Entre los resultados obtenidos se destaca el documento *The Regulator's Evolving Role and Image in Radioactive Waste Management* (*La evolución de la imagen y el papel de los organismos reguladores de seguridad en la gestión de los residuos radiactivos*), publicado como documento de posición de la NEA, (www.nea.fr, icono de "position papers"). El documento editado en inglés y francés originalmente, ha sido traducido al español por el CSN para su publicación.
- *Integration Group for the Safety Case* (IGSC), donde se ha continuado la revisión de los estudios integrados de evaluación de la seguridad de los distintos conceptos de AGP en desarrollo por parte de los países más avanzados y se iniciaron estudios sobre la estabilidad de los diferentes componentes de estos tipos de almacenamiento, para elaborar razonamientos convincentes acerca de su robustez y capacidad de aislamiento de estos sistemas, que permitan incrementar la confianza del público y de los agentes involucrados en la toma de decisiones en esta solución técnicamente viable.
- Comité de Normas de Seguridad sobre Residuos (WASSAC), que ha desarrollado, entre otras, una norma de seguridad sobre el almacenamiento geológico de residuos radiactivos, que ha sido sometida a comentarios de los países miembros para su aprobación.

Adicionalmente el CSN ha participado en la conferencia internacional sobre los *progresos técnicos y políticos en los almacenamientos geológicos profundos* (Geological Repositories: Political and Technical Progress) que tuvo lugar en Estocolmo, organizada por la asociación de agencias de residuos radiac-

tivos EDRAM (International Association for Environmentally Safe Disposal of Radiactive Waste), el Organismo Internacional de Energía Atómica, la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE y la Comisión Europea.

3.1.3.2. Seguimiento de los planes y programas nacionales

Durante este año se continuaron 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 este contexto destacan las reuniones mantenidas para el desarrollo y aplicación del convenio marco de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Enresa, firmado el 2 de junio de 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

3.1.3.3. Desarrollos del CSN

Los desarrollos realizados estuvieron dirigidos a la mejora de la capacidad técnica y adquisición de herramientas necesarias para abordar el seguimiento y evaluación de los planes, programas y proyectos para la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad.

Durante el año 2003 se finalizaron los estudios y proyectos de investigación, incluidos en el *Plan quinquenal de investigación del CSN* sobre la evaluación de seguridad de sistemas AGP, que a continuación se indican:

- Estudio de Intercomparación de ejercicios de seguridad de diferentes conceptos de AGP en

rocas graníticas realizados por agencias y organismos reguladores de otros países, entre los años 1983 y 2000, que abarcó un total de 14 ejercicios de evaluaciones en seguridad. Los resultados se han editado en la publicación del CSN *Almacenamiento geológico profundo de residuos de alta actividad en medios cristalinos* de 2003.

- Estudio de la aplicación de los análogos naturales a la evaluación de la seguridad del AGP de los residuos de alta actividad y a la comunicación de la seguridad a audiencias “no técnicas”, proyecto denominado *Análogos Naturales*. Sus resultados, en fase de publicación, incluyen una síntesis ilustrativa de las analogías (materiales y procesos que se dan en la naturaleza, similares a los que se dan en un sistema de AGP) dirigida a audiencias técnicas no familiarizadas con el tema, un catálogo detallado de los análogos más representativos y una base de datos.
- Estudio sobre el *Estado del arte de la modelización aplicable a la evaluación de la seguridad del AGP de los residuos de alta actividad*, denominado de manera abreviada Modelización. Los resultados en fase de recopilación y síntesis para su publicación incluyen un catálogo actualizado de los códigos existentes en cada área de modelización del AGP.

Adicionalmente se ha continuado el seguimiento de los avances internacionales sobre la aplicación del concepto de recuperabilidad, en los aspectos normativos, e implicaciones en el diseño y evaluación de la seguridad del AGP, para la actualización del estudio realizado en los años anteriores.

3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

El CSN llevó a cabo durante 2003 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 realizadas por el CSN en las centrales nucleares pueden destacarse:

- 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, en orden a 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.

- 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 El Cabril.

- 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 realizados 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 de El Cabril.

En el caso de centrales nucleares, la segregación, clasificación, y acondicionamiento de los residuos se realiza 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 de 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), residuos 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 son realizados por Enresa en las instalaciones del centro de almacenamiento de 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.

3.2.1. Gestión de los estériles de las plantas de concentrados de uranio

Durante el año 2003 pararon todas las actividades productivas de la planta Quercus en Saelices el Chico (Salamanca), circunstancia por la que no se gestionaron nuevas eras de estériles de minería ni se produjeron estériles de proceso. Durante la fase de cese definitivo, aprobada por Orden Ministerial del Ministerio de Economía de 14 de julio de 2003, los únicos residuos generados son los lodos de neutralización, procedentes del tratamiento y acondicionamiento de efluentes líquidos que se almacenan en el dique de estériles. El destino final de los efluentes líquidos sobrenadantes que acompañan a los lodos tratados y acondicionados es el vertido a cauce público (río Agueda). En el capítulo 4 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.

3.2.2. 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 de 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.

En el año 2003 el CSN, en su reunión de 25 de junio de 2003, apreció favorablemente la revisión 2 del documento presentado por Enresa, *Criterios básicos para instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad*.

En el año 2003 Enresa solicitó al Ministerio de Economía una autorización de modificación de la instalación nuclear del centro de almacenamiento de El Cabril para construir y operar una instalación complementaria de almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad. Enresa presenta esta solicitud sobre la base de lo dispuesto en los artículos 26 y 27 del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* solicitando autorización para la ejecución y montaje de las celdas de almacenamiento de los residuos radiactivos de muy baja actividad.

3.2.2.1. Plan de restauración de minas de uranio

Enusa Industrias Avanzadas, S.A. (Enusa), como titular de las explotaciones mineras de Saelices el Chico presentó, en diciembre de 2000, ante la Junta de Castilla y León un *Proyecto de restauración y abandono* de las citadas explotaciones.

Durante 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente a la Junta de Castilla y León sobre ciertos movimientos de tierras y sobre la parada temporal de las explotaciones. También se solicitó al titular información adicional sobre el proyecto de restauración presentado.

En mayo de 2003 Enusa presentó un nuevo *Proyecto de restauración definitiva de las explotaciones mineras de Enusa en Saelices el Chico (Salamanca)*,

que está en evaluación y que sustituye al presentado en diciembre de 2000. Las modificaciones más importantes se refieren al relleno de huecos de mina, a la remodelación de escombreras según taludes más estables y a la disminución de la contaminación radiológica de las aguas superficiales. La superficie afectada por la restauración es de 300 hectáreas.

3.2.2.2. 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 año 2003 se retiraron 402 pararrayos, con lo que el número total de los mismos retirados asciende a 21.865 (incluyendo 92 fuentes de eliminación de electricidad estática, contabilizadas como pararrayos y descontados los que causaron baja por no ser radiactivos, duplicidad, etc.). Se enviaron al Reino Unido 1.738 fuentes de Americio-241 procedentes del desmontaje que hacen un total de fuentes enviadas de 59.796.

Durante el año 2003 se recibieron 441 nuevas solicitudes de retirada, con lo que el número total de solicitudes se eleva a 21.959. Enresa estima que puede haber otros pararrayos de los que no se recibió solicitud de retirada y por consiguiente no están localizados.

3.2.2.3. Residuos radiactivos detectados en los materiales metálicos

Como resultado de la aplicación del *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos* que se describe en el apartado 5.3.1, durante el año 2003 se comunicó al CSN en 69 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente,

detectores iónicos de humos, productos con torio, piezas con uranio empobrecido y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo, salvo en un caso en que la fuente radiactiva fue devuelta a los Estados Unidos, país de origen del fabricante del equipo radiactivo.

En este año cabe destacar los sucesos con contaminación radiactiva acaecidos en las instalaciones de Daniel González Riestra y en la Acería Compacta de Bizkaia.

El 11 de agosto de 2003, un camión cargado con guata (basura ligera del proceso de fragmentado de la chatarra) activó las alarmas de radiación del pórtico a la salida de las instalaciones de Daniel González Riestra, empresa dedicada a la fragmentación y recuperación de chatarra. La caracterización radiológica de la instalación permitió concluir que se había incorporado al proceso y fragmentado una fuente de cesio-137. El 26 de septiembre se puso en marcha la fragmentadora, tras finalizar los trabajos de descontaminación y limpieza realizados en la misma, habiendo finalizado en el año 2003 las actuaciones de recuperación de la instalación. Como consecuencia del incidente 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.

El 15 de septiembre de 2003, un camión cargado con polvo de acería activó las alarmas de radiación del pórtico a la salida de las instalaciones de la Acería Compacta de Bizkaia. 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 23 de septiembre. Como consecuencia del incidente se generó una masa de 80.240 kg de residuos radiactivos que fueron enviados al centro

de almacenamiento de El Cabril en un total de cinco expediciones.

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.

3.3. 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 de muy baja actividad 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, cuáles 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, sobre la base de 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 (y posteriormente al Ministerio de Economía) previo informe del CSN, según la Ley 54/1997.

Durante el año 2003 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 actividad, 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.

También se continuó el proceso de desarrollo de este sistema de desclasificación de residuos generados en la operación de las centrales nucleares, de esta forma el CSN, en su reunión del día 12 de febrero de 2003, apreció favorablemente el Proyecto común para la desclasificación de aceites destinados a regeneración, presentado al CSN por las centrales nucleares a través de Unesa. Para este proyecto se establecieron los correspondientes procedimientos de actuación preceptivos para la desclasificación de estos residuos en los que deben basarse los proyectos específicos de cada central.

En el transcurso del año 2003, el CSN informó favorablemente a la Dirección General de Política Energética y Minas las siguientes solicitudes espe-

cíficas de titulares de centrales nucleares para la desclasificación de corrientes de residuos:

- Desclasificación de chatarras metálicas de la central nuclear José Cabrera, en la reunión del CSN de fecha 9 de abril de 2003.
- Desclasificación de carbón activo débilmente contaminado en la operación de la central nuclear de Trillo, en la reunión del CSN de fecha 9 de abril de 2003.
- Desclasificación de resinas de intercambio iónico gastadas, débilmente contaminadas en la operación de la central nuclear de Trillo, en la reunión del CSN de fecha 9 de abril de 2003.
- Desclasificación de carbón activo usado, débilmente contaminado, de la central nuclear de Almaraz, en la reunión del CSN de fecha 28 de mayo de 2003.
- Desclasificación de aceites usados generados en la operación de la central nuclear José Cabrera destinados a incineración, en la reunión del CSN de fecha 3 de diciembre de 2003.

Para las instalaciones radiactivas el Ministerio de Economía publicó en el BOE nº 134, a propuesta del CSN, la Orden ECO/1449/2003, de 21 de mayo, sobre *Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados*, en donde se definen los principios básicos a tener en cuenta en la gestión de los materiales residuales en estas instalaciones y se establecen, en el Anexo de dicha Orden, los niveles de actividad por encima de los cuales los materiales residuales deben ser gestionados como residuos radiactivos. La propuesta de dicha Orden Ministerial se acordó en la reunión del Consejo de fecha 10 de abril de 2002.

4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura

4.1. 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 llevan a cabo en la actualidad se rigen por la Orden Ministerial de fecha 28 de enero de 1998, por la que se autoriza la transferencia de la titularidad de la central nuclear de la empresa Hifrensa, su antiguo titular de explotación, a Enresa, y se otorga a ésta última la autorización para la ejecución de las actividades de desmantelamiento de la central reflejadas en el *Plan de desmantelamiento y clausura de Vandellós I (PDC)*.

4.1.1. Plan de desmantelamiento. Situación actual

La estrategia elegida para el desmantelamiento y clausura de la instalación contempla tres periodos o fases de desarrollo del PDC. La consecución de la primera de las fases dejará 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. Durante esta primera fase también se contempla proceder a una liberación del control regulador de parte del terreno del emplazamiento, quedando la instalación en latencia ubicada en un emplaza-

miento sensiblemente más reducido que el original. Tras este periodo de latencia, que tiene una duración prevista de unos 25 años, se procederá a desmontar y dismantelar el cajón del reactor con el objeto de liberar la totalidad de los terrenos de la instalación.

La fase actual, que dio comienzo en enero de 1998 tras la autorización para la transferencia de la titularidad de la instalación a Enresa, está prácticamente finalizada. 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 a punto de finalizar 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 2003, el grado de avance de las actividades de desmantelamiento de las partes activas es prácticamente del 100%. Quedan por evacuar determinadas partidas de materiales desclasificados y de residuos radiactivos, así como un replanteo y dotación de medidas y sistemas de seguridad de la nueva valla de latencia de la instalación.

La actividad más relevante que queda por llevar a cabo es la liberación del control regulador de parte del terreno de la instalación. Esta liberación de terrenos deberá llevarse a cabo bajo la supervisión directa del CSN, y tendrá efecto tras las autorizaciones ministeriales correspondientes. El proceso de autorización de la liberación sufre un cierto retraso en relación con la planificación

inicialmente planteada en el proyecto, debido a la complejidad que conlleva el análisis y evaluación de un aspecto relativamente novedoso dentro del actual esquema regulador que además establecerá importantes referencias para el futuro.

4.1.2. Resumen de las actividades

Durante el año 2003 el CSN continuó con sus tareas de control e inspección de la desclasificación de los materiales no radiactivos generados en la instalación y de los paramentos de la misma. Las inspecciones se realizaron tanto con carácter previo a las apreciaciones favorables concedidas por el CSN, como posteriormente, para comprobar el funcionamiento real de los equipos y procedimientos utilizados.

El CSN prosiguió también con la evaluación de la documentación oficial presentada para el periodo de latencia de la instalación. Como consecuencia de dicha evaluación se ha requerido a Enresa nuevas revisiones de la práctica totalidad de los documentos.

El CSN ha seguido contando con un inspector residente en la central durante la primera parte del año, que ha controlado directamente las actividades de desmantelamiento de partes activas que quedaban por realizar que presentaban más riesgo radiológico. Posteriormente la función de control se ha seguido ejerciendo por distintos técnicos expertos desplazados al efecto a la instalación, que controlaron básicamente la puesta a punto de los distintos equipos, sistemas y procedimientos implicados en la futura fase de latencia.

Una actividad significativa del año 2003 ha sido proseguir con la puesta a punto de la metodología de caracterización radiológica de suelos, con objeto de la liberación parcial del terreno de la instalación.

El Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente un nuevo uso del almacén temporal de contenedores con residuos preacondicionados de los silos de grafito (ATOC) para almacén de residuos radiactivos procedentes de actividades de desmantelamiento.

Del seguimiento y control de las actividades de desmantelamiento llevadas a cabo hasta la fecha por el Consejo de Seguridad Nuclear, se constata que las mismas se desarrollaron dando cumplimiento a los límites y condiciones establecidas en la orden ministerial anteriormente citada.

4.1.3. Actividades más importantes

Las actividades más importantes del desmantelamiento de partes activas llevadas a cabo en la instalación fueron:

- Desmontaje durante 2003 del resto de antiguos equipos de ventilación fija en distintos edificios y recintos de la instalación.
- Finalización de la descontaminación de los silos de grafito.
- Llenado y clausura del depósito temporal de grafito con los residuos radiactivos de grafito durante el período de latencia.
- Escarificado y descontaminación de paramentos de hormigón en diversos edificios de la instalación.
- Salida de la instalación de los materiales desclasificados.
- Construcción de los nuevos sistemas e infraestructuras previstos para la etapa de latencia.
- Pruebas y puesta a punto de la metodología de caracterización radiológica del suelo con vistas a la liberación parcial de terreno de la instalación.

Las actividades más significativas que se llevaron a cabo en la instalación, se realizaron bajo la supervisión permanente del Servicio de Protección Radiológica y con el inspector residente del CSN, contando además con la asistencia parcial de inspectores especialistas en los temas y aspectos respectivos.

Simultáneamente prosiguieron también los desmantelamientos convencionales de los equipos y componentes no radiológicos y las demoliciones de las estructuras y edificaciones ubicados en zonas no activas de la instalación.

El simulacro anual establecido en el plan de emergencia interior de la central se realizó el 28 de noviembre de 2003. Como suceso iniciador se supuso un incendio que afectó a cables eléctricos de la sala de vigilancia y servicios, propagándose al panel de reagrupamiento de señales de la latencia. El supuesto activó el plan de emergencia en situación de prealerta.

4.1.4. Autorizaciones

El 26 de junio de 2003, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación de diseño del sistema de abastecimiento de agua a la protección contra incendios de la instalación y la revisión 2 f) de las especificaciones técnicas del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I* que resultaban afectadas por la misma, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente con fecha de 21 de mayo de 2003.

4.1.5. Inspecciones

Durante el año 2003 se realizaron 16 inspecciones a Vandellós I, respondiendo la mayor parte de ellas a la programación incluida en el Plan Básico de Inspecciones. El objetivo prioritario de una parte importante de estas inspecciones fue la compro-

bación de la situación final de la propia instalación y de sus sistemas, con vistas a su futura entrada en latencia. Los objetivos concretos de cada una fueron los siguientes:

- Tres inspecciones genéricas dedicadas al seguimiento y control del proyecto y de las actividades de descontaminación y desmantelamiento de las partes activas de la instalación que se han llevado a cabo durante el año.
- Una inspección al antiguo titular de la instalación Hifrensa, en relación a la transferencia al CSN de diversa documentación de su etapa operativa, motivada por su proceso de liquidación empresarial.
- Dos inspecciones para comprobar las condiciones radiológicas de distintos recintos afectados por sistemas de ventilación, en cumplimiento del requisito impuesto por el CSN al autorizar el desmantelamiento de los mismos.
- Asistencia a las pruebas de distintos sistemas y equipos del almacén temporal de residuos radiactivos.
- Una inspección específica para la comprobación y la verificación práctica de la protección radiológica de los trabajadores implicados en las actividades de traslado y manipulación de residuos radiactivos.
- Una inspección durante el llenado y cierre del depósito temporal de grafito, en el que se mantendrán almacenados residuos radiactivos de grafito durante todo el período de latencia de la instalación.
- Asistencia a las pruebas del proceso de desclasificación de paramentos y piezas de gran superficie.

- Una inspección al programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas y del terreno contaminado de la zona afectada por el vertido de efluentes líquidos en la zona de descarga de la instalación.
- Una inspección a la ejecución del programa de vigilancia radiológica ambiental y para comprobar el estado de diversos elementos y sistemas relacionados con el mismo.
- Inspección sobre el programa de garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de la instalación.
- Inspección al nuevo sistema de protección contra incendios requerido por el CSN para el período de latencia de la instalación.
- Inspección referente a comprobación del término fuente previsto para la futura situación de latencia de la instalación.
- Inspección sobre el estado actual del cajón del reactor y sobre el programa de vigilancia y mantenimiento del mismo previsto para la etapa de latencia de la instalación.

4.1.6. Sucesos

Durante el año 2003 el CSN no recibió comunicación de ningún suceso notificable que hubiera acaecido en la instalación.

4.1.7. Protección radiológica de los trabajadores

La aplicación práctica del principio de optimización a las operaciones de desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I se ajusta a la doctrina desarrollada en el apartado 1.1.1.8. del presente informe y recogida en la Guía de Seguridad 1.12.

Al igual que en el caso de las centrales nucleares, esta instalación cuenta con un programa de reducción de dosis y con las estructuras organizativas necesarias para una eficaz implantación del principio Alara que, como es lógico, se adaptaron a las peculiaridades de los trabajos y riesgos radiológicos de este proyecto.

El número de personas controladas fue de 124, a las que correspondió una dosis colectiva de 44 mSv.persona. El valor de la dosis individual media global de este colectivo fue de 1,11 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,22 % del límite anual de dosis (50 mSv/año).

En esta instalación no se hizo una diferenciación entre personal de contrata y personal de plantilla puesto que la mayor parte de los trabajos de desmantelamiento se realiza por empresas de contrata.

En la figura 4.1 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 hicieron los siguientes controles:

- Medida directa de la radiactividad corporal a un total de 121 personas, sin que se detectara en ningún caso contaminación interna superior al nivel de registro establecido (1 mSv/año).
- Medida indirecta mediante análisis de excretas a 10 personas, sin que se detectara en ningún caso contaminación interna superior al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

4.1.8. Efluentes radiactivos

En el capítulo 6.2.1. del *Informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado* se describe la siste-

Figura 4.1. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la central nuclear Vandellós I

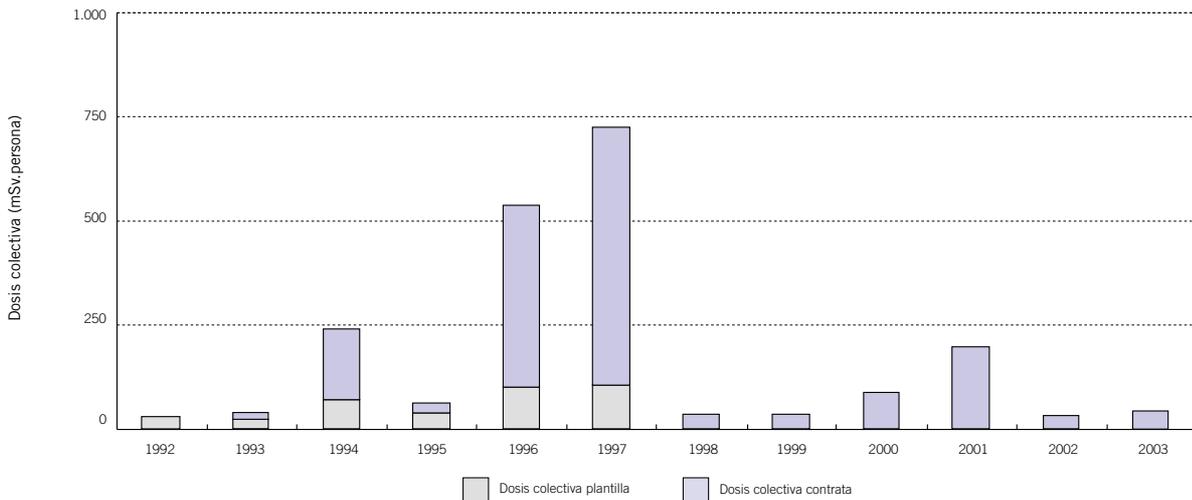


Tabla 4.1. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (Bq). Año 2003. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Fisión/activación	Tritio	Alfa
Líquidos	4,04 10 ⁹	3,83 10 ⁹	7,20 10 ⁶

Tabla 4.2 Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (Bq). Año 2003. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Partículas	Tritio	Alfa	Carbono 14
Gaseosos	0	0	0	0

mática seguida en España para el seguimiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I.

En las tablas 4.1 y 4.2 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I durante el año 2003. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos inferiores al 1% de los límites autorizados.

Según se desprende de los datos de la tabla 4.2, a lo largo del año no se han efectuado descargas de

efluentes radiactivos gaseosos al exterior. Por otra parte, desde el mes de septiembre tampoco se han efectuado vertidos de efluentes radiactivos líquidos, habiéndose puesto en descargo el sistema de tratamiento de dichos efluentes.

En las figuras 4.5 y 4.6 se presenta la evolución de dichos efluentes como consecuencia de las distintas 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.

Figura 4.2. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en aire en la instalación Vandellós I

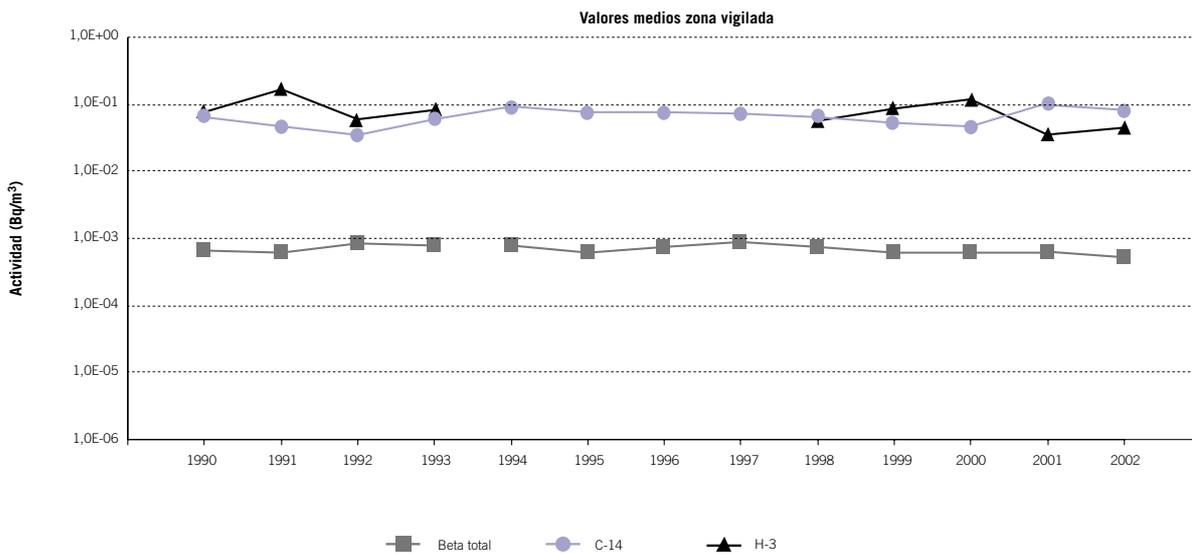


Figura 4.3. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en radiación directa en la instalación Vandellós I

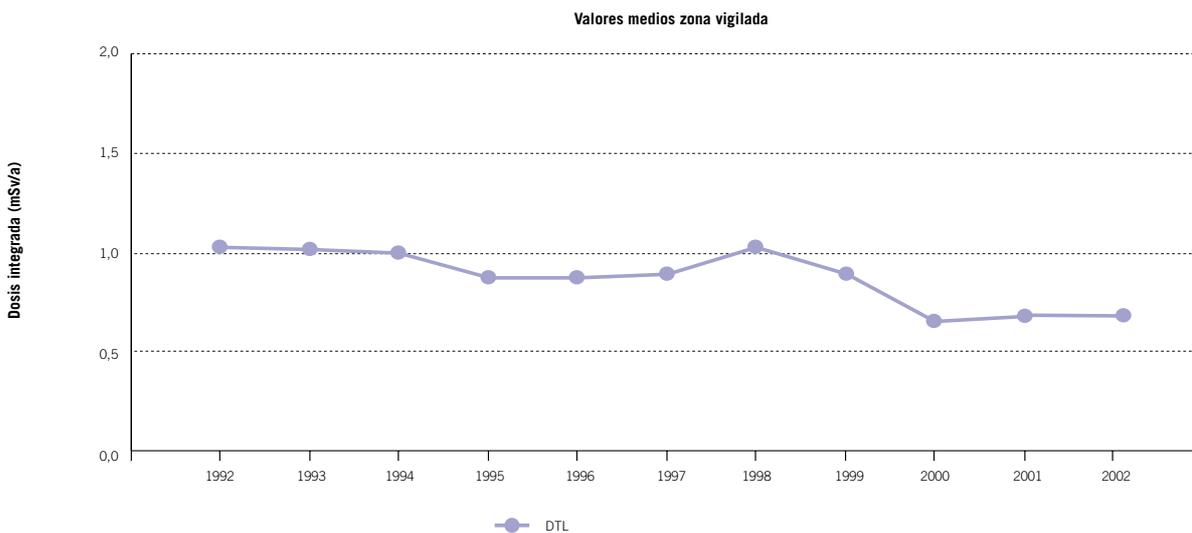


Figura 4.4. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en suelo en la instalación Vandellós I

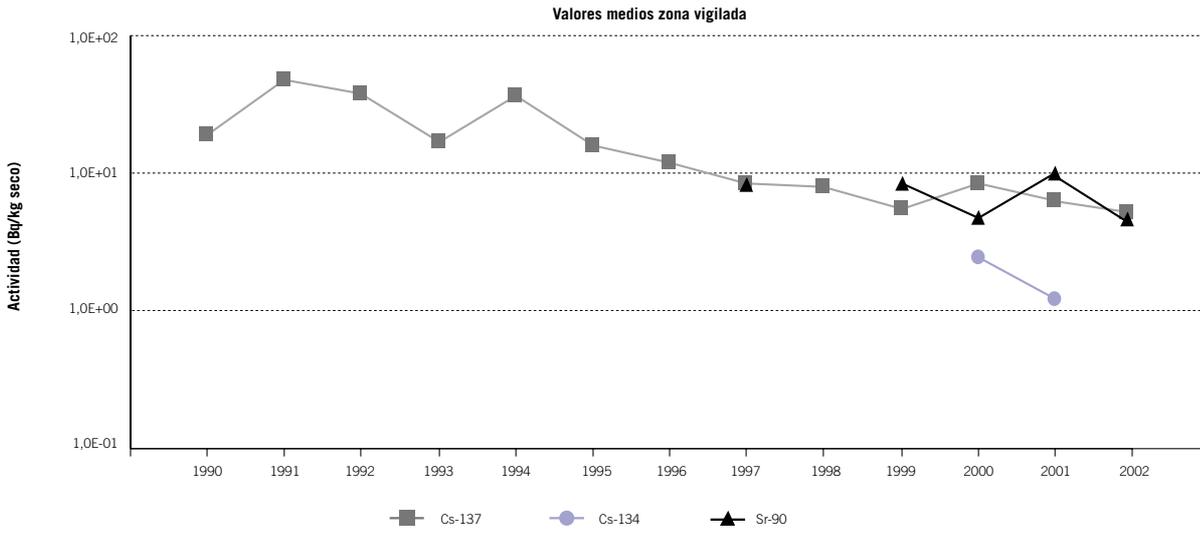


Figura 4.5. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

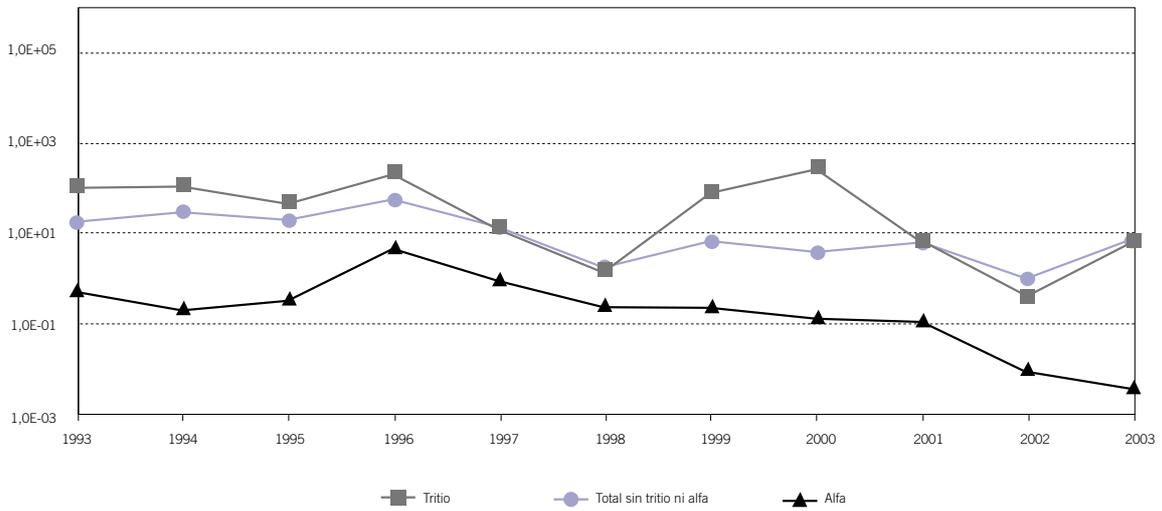
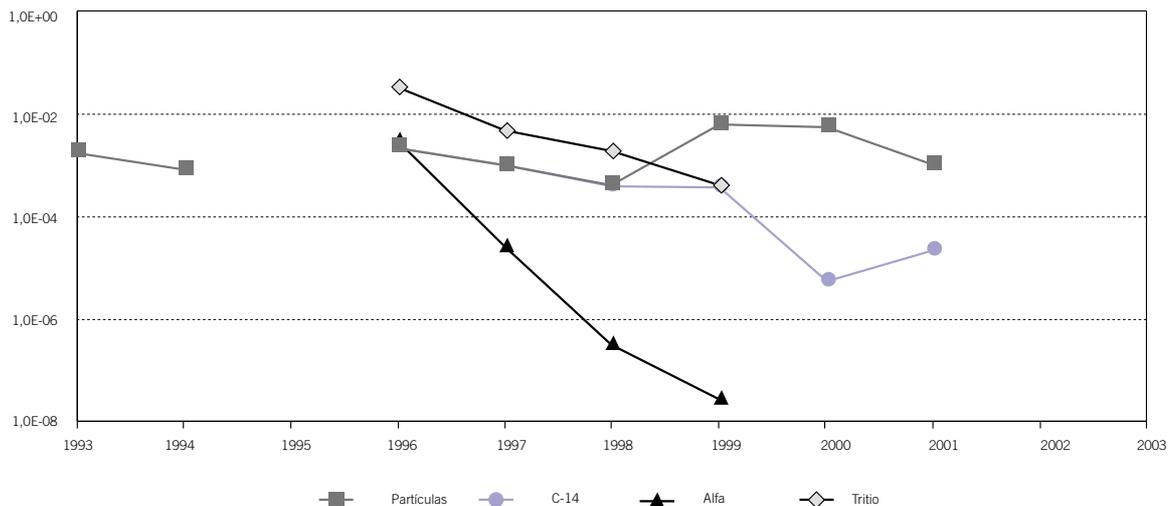


Figura 4.6. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)



4.1.9. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2. de este informe. En la tabla 6.6. 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 2002, 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 4.2 y 4.4 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 4.3 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 2002, 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.

4.1.10. Residuos

En la tabla 4.3 se resume la generación de residuos radiactivos del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, acondicionados en bidones de 220 litros y contenedores metálicos del tipo (CMT) de 1,3 m³.

Tabla 4.3. Gestión de residuos radiactivos sólidos acondicionados desarrollada en Vandellós I. Año 2003

Residuos acondicionados generados en:		Actividad acondicionada (GBq)		Residuos acondicionados retirados en:	
Bidones de 220 litros	CMT de 1,3 m ³	Bidones de 220 litros	CMT de 1,3 m ³	Bidones de 220 litros	CMT de 1,3 m ³
711	459	555	570	1.472	303

CMT: Contenedor metálico de transporte.

Tabla 4.4. Almacenamiento de residuos radiactivos en Vandellós I a 31 de diciembre de 2003

Instalación de almacenamiento	Residuos almacenados
Almacén temporal de contenedores	156 contenedores tipo CMT 30 bultos de 220 litros de escombros 871 contenedores tipo CMD 326 bidones de 220 litros con polvo de escarificado de hormigón 4 bidones de 220 litros con residuos varios 51 bolsas tipo big-bag con aislamiento térmico
Antigua estación de bombeo	2 bidones de 220 litros con aceite
Depósito temporal de grafito (DTG)	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

Tabla 4.5. Resumen de la gestión de residuos radiactivos acondicionados en Vandellós I desde el inicio de su operación

Bultos de 220 litros y CMT de 1,3 m ³ generados	Bultos de 220 litros y CMT de 1,3 m ³ evacuados	Bultos de 220 litros y CMT de 1,3 m ³ almacenados	Capacidad almacenes	Ocupación almacenes
6.814	6.628	186	1.000	18,60%

En la tabla 4.4 se resume los residuos radiactivos existentes en los distintos almacenes temporales de la central nuclear Vandellós I.

En la tabla 4.5 se muestra un resumen de la gestión de residuos radiactivos acondicionados en la central nuclear Vandellós I desde su inicio de operación.

En la tabla 4.6 se resumen los materiales desclasificados resultantes de la ejecución del programa de desmantelamiento y clausura.

En la tabla 4.7 se resumen los paramentos y piezas de grandes superficies desclasificados en el programa de desmantelamiento y clausura de Vandellós I.

Tabla 4.6. Resumen de los materiales desclasificados en el programa de desmantelamiento y clausura de Vandellós I desde su inicio

Tipo de material	Peso (kg)	Volumen (m ³)
Aislamiento térmico	98.404	500
Cables	153.725	320
Chatarra no ferrosa	97.275	158
Varios	125.009	418
Chatarra ferrosa	7.668.290	13.498
Total	8.142.703	14.894

Tabla 4.7. Resumen de los parámetros y piezas de grandes superficies desclasificados en el programa de desmantelamiento y clausura de Vandellós I desde su inicio

Tipo de superficie	Hormigón	Metálicos
Paramentos	737	71
Grandes piezas	390	106

4.2. Plantas de concentrados de uranio

4.2.1. Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio

4.2.1.1. 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.

El desmantelamiento se inició en 2001 con el acondicionamiento de los terrenos afectados por el extendido de las eras de minerales agotados, la demolición de las antiguas instalaciones 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 2003 se ha concluido el 80 % de la construcción de la cubierta de arcosas (90 cm de espesor) que cubre la superficie de las eras remode-

ladas y actúa como capa de protección contra la emisión de radón. Sobre esta capa se ha concluido el 70% de la construcción de una capa de estéril de mina (90 cm de espesor), que actúa como capa de protección contra la erosión. Por último se inició la construcción de la cubierta de tierra vegetal o capa más superficial en la que se dispondrán especies vegetales colonizadoras autóctonas.

La construcción de estas capas está sometida a los documentos oficiales de desmantelamiento siguientes: *Programa de garantía de calidad, Especificaciones de construcción del Plan de clausura y a los Procedimientos de ejecución y ensayos programados.*

4.2.1.2. Autorizaciones

Durante el año 2003 no se han concedido autorizaciones nuevas a la planta.

4.2.1.3. Sucesos

Durante el año 2003 no se produjo ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente.

4.2.1.4. 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.

4.2.1.5. Inspecciones

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 de protección contra la emisión de radón y contra la erosión, y el cumplimiento de las condiciones del plan de clausura y seguimiento general del proyecto de desmantelamiento.

4.2.1.6. Efluentes radiactivos

La planta Elefante está en situación de parada definitiva y no se han producido efluentes radiactivos líquidos a lo largo del año 2003, 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.

4.2.2. Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)

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 pro-

tección 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 2003 se realizaron cuatro inspecciones, para verificar las condiciones generales, hidrológicas, geológicas y de vigilancia radiológica ambiental impuestas en el plan de vigilancia y mantenimiento para el período de cumplimiento del emplazamiento. Asimismo, se realizó una inspección para comprobar el alcance de los efectos producidos por la intromisión de animales excavadores. No se encontraron desviaciones significativas con el programa establecido.

El titular presentó, a solicitud del CSN, un nuevo *Plan de vigilancia y mantenimiento del emplazamiento restaurado de la FUA*, en cumplimiento de lo requerido en la autorización vigente, que está siendo evaluado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

4.2.2.1. 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.

4.2.2.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2. de este informe. En la tabla 6.6. 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 2002, 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 69 muestras y se realizaron del orden de 370 análisis y 91 medidas de exhalación de radón.

En la tabla 4.8 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 acti-

vidad 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.

4.2.3. 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.

Tabla 4.8. Resultados PVRA. Agua superficial (Bq/m³). Fábrica de uranio de Andújar, 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,88 10 ² (3,13 10 ² - 1,04 10 ³)	9/9	2,68 10 ²
Beta total	3,74 10 ² (2,00 10 ² - 5,71 10 ²)	9/9	1,04 10 ²
Beta resto	2,09 10 ² (1,99 10 ² - 2,19 10 ²)	2/9	9,26 10 ¹
Uranio total	2,97 10 ² (1,78 10 ² - 8,49 10 ²)	9/9	-
Th-230	3,19 10 ¹ (1,87 10 ¹ - 5,41 10 ¹)	9/9	6,02
Ra-226	5,14 (2,99 - 1,09 10 ¹)	8/9	2,65
Pb-210	< LID	0/9	3,34
Espectrometría α			
U-234	1,47 10 ² (7,90 10 ¹ - 4,40 10 ²)	9/9	4,07 10 ¹
U-235	8,41 (2,10 - 2,30 10 ¹)	9/9	3,15
U-238	1,37 10 ² (6,80 10 ¹ - 4,50 10 ²)	9/9	3,15

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enusa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

El titular, de acuerdo con lo establecido en la resolución citada, solicitó en abril de 2002 la concesión de declaración de clausura del emplazamiento restaurado de la planta Lobo-G.

Por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 19 de junio de 2003, tras informe del Consejo de Seguridad Nuclear, se prorrogó el periodo de cumplimiento del emplazamiento hasta, en principio, el 30 de junio de 2004, con objeto de comprobar la variación de determinados parámetros del programa de vigilancia y control.

Durante el año 2003 se realizaron tres inspecciones de verificación de las condiciones generales, geológicas y de vigilancia radiológica ambiental impuestas en el programa de vigilancia y control para el período de cumplimiento del emplazamiento. No se encontraron desviaciones significativas respecto de los programas establecidos en ninguna de ellas.

4.2.3.1. 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.

4.2.3.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2. de este informe. En la tabla 6.6. 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 2002, 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 100 muestras y se realizaron del orden de 300 análisis.

En la tabla 4.9 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 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.

4.3. Reactores de investigación Argos y Arbi

Argos y Arbi eran dos reactores 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, mientras que Arbi se encuentra ubicado en Bilbao, en los Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales J. L. Torrontegui e Ibarra (Labein).

Tabla 4.9. Resultados PVRA. Aire. Planta Lobo-G 2002

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)			
Alfa total	8,33 10 ⁻⁵ (4,79 10 ⁻⁵ - 1,40 10 ⁻⁴)	12/12	1,01 10 ⁻⁵
Uranio total	1,66 10 ⁻⁵	1/4	2,20 10 ⁻⁵
Th-230	5,42 10 ⁻⁵ (3,79 10 ⁻⁵ - 6,28 10 ⁻⁵)	3/4	1,80 10 ⁻⁵
Ra-226	1,21 10 ⁻⁵ (6,73 10 ⁻⁶ - 1,74 10 ⁻⁵)	2/4	1,05 10 ⁻⁵
Pb-210	4,69 10 ⁻⁴ (2,89 10 ⁻⁴ - 5,62 10 ⁻⁴)	4/4	1,22 10 ⁻⁵
Rn-222	3,06 10 ¹ (1,20 10 ¹ - 6,20 10 ¹)	14/14	-
TLD	1,87	47/47	-
(mSv/año)	(9,56 10 ⁻¹ - 3,38)		

Por Orden Ministerial de fecha 20 de abril de 1998, el Ministerio de Industria y Energía autorizó a la Universidad Politécnica de Cataluña la ejecución de las actividades de desmantelamiento del reactor Argos. Durante 2003 se realizó una inspección a la instalación para comprobar el estado final del desmantelamiento. 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 nuclear experimental Argos.

El 29 de julio de 1992, Labein, como titular del reactor Arbi, 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 la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizó a Labein a llevar a cabo las operaciones de desmantelamiento del reactor. Durante el año 2003 el titular firmó un contrato con Enresa para la ejecución del desmantelamiento del reactor y el CSN realizó una inspección de control de la instalación.

5. 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 2003.

5.1. Transportes

5.1.1. 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

aplicación 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 5.1 se recoge un resumen de dichos requisitos en función del tipo de bulto que se transporte.

Como valoración global del desarrollo de la actividad de transporte durante el año, puede afirmarse que se realizó dentro de las normas de seguridad establecidas, se respetaron las medidas precisas para la protección radiológica de las personas y del medio ambiente y no se produjeron situaciones de riesgo indebido.

5.1.2. 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 al centro de almacenamiento El Cabril, sólo precisa, en la mayoría de las ocasiones, de los bultos del tipo industrial.

Tabla 5.1. 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.

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 5.1 muy pocas expediciones precisan de autorización previa, destacando algunas de materiales fisionables.

5.1.2.1. 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 2003, el CSN informó ocho solicitudes de convalidación de certificados extranjeros y una

aprobación de bulto de origen español, que se recogen en la tabla 5.5.

5.1.2.2. Autorización de transportes

En el año 2003, el CSN informó sobre seis autorizaciones de transporte, que se recogen en la tabla 5.2, cinco de ellas de elementos combustibles no irradiados, de las que tres fueron desde la fábrica de Juzbado a distintas centrales nucleares españolas o europeas, una desde Westinghouse Atom AB en Suecia hasta la central nuclear de Cofrentes y otra desde Advance Nuclear Fuels en Alemania a la central nuclear de Trillo. Asimismo, se emitió un sexto informe relativo a los transportes de óxido de uranio desde British Nuclear Fuel Limited (BNFL) en el Reino Unido hasta la fábrica de Juzbado. Además, el 14 de mayo de 2003, se informó favorablemente la prórroga de la autorización, en cuanto a la protección física en el transporte de materiales nucleares, a la empresa Express Truck, S.A.

Una sola autorización de transporte puede abarcar varias expediciones o envíos de las mismas características.

Tabla 5.2. Informes sobre autorizaciones de transporte en el año 2003

Fecha del informe	Procedencia	Destino	Tipo de transporte
22/01/03	Enusa (Juzbado)	Francia	4 elementos combustibles no irradiados, bajo acuerdo especial
13/02/03	Enusa (Juzbado)	Central nuclear de Ascó y Vandellós II	Elementos combustibles no irradiados para la recarga de las centrales, bajo acuerdo especial
30/04/03	Suecia	Central nuclear de Cofrentes	136 elementos combustibles no irradiados
14/05/03	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102 elementos combustibles no irradiados
27/11/03	Alemania	Central nuclear de Trillo	40 elementos combustibles no irradiados
11/12/03	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	300 t de uranio como óxido de uranio en polvo

5.1.3. 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 fisionable y de fuentes de alta actividad) y de mayor frecuencia (transporte de radiofármacos). 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 ha seguido en la línea del año 2002, incrementando el número de inspecciones a la gestión global de las actividades de transporte de algunas entidades o sobre un proceso concreto de dicha gestión.

En total, a lo largo del año 2003, se realizaron 45 inspecciones relacionadas con el transporte: 16 por el propio CSN, 28 por los servicios que desempeñan las encomiendas de funciones en las comunidades autónomas y una en colaboración entre el CSN y la encomienda en el País Vasco. Ello supone un incremento significativo del número de inspecciones a esta actividad respecto al año 2002

El control por inspección se completa con la recepción y análisis de las notificaciones requeridas por el CSN para los transportes de materiales fisionables, fuentes radiactivas de alta actividad y residuos, así como de los informes posteriores de ejecución en el caso del material fisionable.

Por su especial significación, en la tabla 5.3 se recogen los envíos de material fisionable que tuvieron lugar en el año 2003. Además se destaca el transporte por Enresa de residuos radiactivos a su instalación de El Cabril, con un total de 246 expediciones de residuos procedentes de las instalaciones nucleares y 44 procedentes de instalaciones radiactivas, cinco de la incidencia en la instalación de Daniel González Riestra y cinco de la incidencia en la Acería Compacta de Vizcaya.

5.1.4. Incidencias

Las incidencias ocurridas en el transporte de material radiactivo en el año 2003 se recogen en la tabla 5.4.

Tabla 5.3. Transportes de materiales fisibles efectuados en el año 2003

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
13-01-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.400,735	kg OU
13-01-2003	Enusa (Juzbado)	Almaraz	36	ECF
14-01-2003	Alemania	Trillo	24	ECF
15-01-2003	Enusa (Juzbado)	Alemania	66	ECF
22-01-2003	Enusa (Juzbado)	Alemania	54	ECF
27-01-2003	Enusa (Juzbado)	Francia	16	ECF
27-01-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.804,750	kg OU
03-02-2003	Enusa (Juzbado)	Francia	16	ECF
06-02-2003	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
10-02-2003	Enusa (Juzbado)	Francia	16	ECF
17-02-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.254,316	kg OU
18-02-2003	Enusa (Juzbado)	Francia	16	ECF
03-03-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.061,093	kg OU
04-03-2003	Enusa (Juzbado)	Suecia	68	ECF
15-03-2003	Enusa (Juzbado)	Estados Unidos de América	549	BCF
17-03-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.859,885	kg OU
30-03-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.059,213	kg OU
02-04-2003	Enusa (Juzbado)	Suecia	96	ECF
13-04-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.122,363	kg OU
04-05-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12367,021	kg OU
12-05-2003	Enusa (Juzbado)	Bélgica	24	ECF
26-05-2003	Enusa (Juzbado)	Bélgica	8	ECF
28-05-2003	Suecia	Cofrentes	48	ECF
28-05-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.234,424	kg OU
02-06-2003	Enusa (Juzbado)	Francia	4	ECF
03-06-2003	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102	ECF
10-06-2003	Suecia	Cofrentes	48	ECF
16-06-2003	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	28	ECF
18-06-2003	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
23-06-2003	Enusa (Juzbado)	Cofrentes	72	ECF
24-06-2003	Suecia	Cofrentes	40	ECF
30-06-2003	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	36	ECF
09-07-2003	Enusa (Juzbado)	José Cabrera	20	ECF
14-07-2003	Enusa (Juzbado)	Almaraz	36	ECF
22-09-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.729,300	kg OU
06-10-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.493,517	kg OU
20-10-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.409,393	kg OU
24-10-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.203,180	kg OU
02-11-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.205,856	kg OU
08-11-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	5.883,558	kg OU
13-11-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.212,166	kg OU
20-11-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.198,979	kg OU
27-11-2003	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.017,081	kg OU
09-12-2003	Enusa (Juzbado)	Ascó	28	ECF

kg OU: kilogramos de uranio en forma de óxido. ECF: elementos combustible frescos (no irradiado). BCF: barras de combustible fresco (no irradiado).

Tabla 5.4. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2003

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
15/08/03	Francia	Clínica Puerta de Hierro (Madrid)	Cis Biointernational	European Air Transport (DHL)	Aeropuerto de Barajas (Madrid)	Recepción de pallet con deterioros en origen, que contiene varios bultos radiactivos intactos. Al repaletizar se daña un bulto tipo A con I-131. Deterioro externo. Sin consecuencias radiológicas.
25/11/03	Vandellós II (Tarragona)	Centro de almacenamiento El Cabril (Córdoba)	Enresa	Express Truck S.A.	Ctra. N-III Km. 286	Colisión lateral del vehículo con otro que se incorporaba a la circulación. Transportaba 45 bultos industriales tipo 2 con residuos radiactivos. Daños en el vehículo, sin daño a los bultos radiactivos, ni consecuencias radiológicas. Se sustituyó el vehículo tractor y se continuó la expedición.
10/12/03	Bruselas	Hospital La Fe (Valencia)	Nycomed Amersham	European Air Transport (DHL)	Aeropuerto de Manises (Valencia)	Caída de bulto en operaciones de carga. Se trataba de un bulto tipo A con I-123. Deterioro externo. Sin consecuencias radiológicas.

Tabla 5.5. Informes de aprobación o convalidación de bultos de transporte en el año 2003

Identificación española	Denominación	Identificación país origen	Informe CSN
E/092/AF-85	3516	GB/3516A/AF-85	23/01/03
E/105/B(U)-96	Enresa-B-02	E/105/B(U)-96	27/02/03
E/0072/B(U)	2039 para cabezal Theratrón	CDN/2039/B(U)	27/03/03
E/109/IF-96	ANF-18	D/4343/IF-96	10/04/03
E/023/AF-85	RA-3	USA/4986/AF-85	26/09/03
E/108/AF-85	NPC	USA/9294/AF-85	05/11/03
E/111/B(U)-85	GammaMAT TK-100	D/2016/B(U)-85	24/11/03
E/113/B(U)-85	3673A	GB/3673A/B(U)-85	16/12/03
E/112/B(U)-85	SAFPACK-B 2767B	GB/2767B/B(U)-85	18/12/03

Se mantuvo el descenso de las incidencias en las operaciones de carga y descarga en aeropuertos, ya observado en el año anterior, a pesar de que se mantiene el gran número de transportes de material radiactivo de aplicación médica por esta vía. En los dos únicos casos ocurridos sólo se produjeron deterioros externos del embalaje, sin salida de material y, por tanto, sin riesgo radiológico alguno. Cabe destacar un desplazamiento de los transportes por vía aérea desde líneas aéreas de pasajeros a líneas de carga, lo que también se traduce en que las incidencias aumenten en estos operadores. El CSN ha iniciado un especial seguimiento de los procedimientos aplicados por estas entidades, en especial en cuanto al desarrollo de los Programas de protección radiológica exigidos por la reglamentación vigente de transporte de mercancías peligrosas.

5.1.5. Dosimetría personal

El número de trabajadores controlados fue 68, a los que correspondió una dosis colectiva de 180 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores resultó ser de 4 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 7,99 % con respecto al límite anual de dosis. 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 6 se presenta un análisis más pormenorizado de la situación.

5.2. 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 2003 el CSN no ha emitido ningún informe en relación con la fabricación de equipos radiactivos.

5.2.1. 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 inspección 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 2003 el CSN emitió 21 informes: cuatro de archivo, dos denegatorios y 15 informes para aprobación de tipo de equipos radiactivos, cuyo detalle se recoge en la tabla 5.6.

La tendencia en los últimos años confirmada en 2003, 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.

Tabla 5.6. Informes sobre aprobaciones de tipo de aparatos radiactivos en 2003

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
Invision Technologies Inc./CTX-9000 DSI	Proselec España	DEX	GRX	07/01/03
Control Screening / Dynavision 5335	Halcón Ibérica, S.A.	ERXIB	GRX	30/01/03
L3 Communications / Examiner 3DX6000	Halcón Ibérica, S.A.	ERXIB	GRX	26/03/03
AVS Raytech / Type 21	Varpe Control de Peso, S.A.	IE	GRX	28/03/03
Heimann / Hi-Scan 7760-27 TST T	Tecosa	ERXIB	GRX	28/03/03
Fiscan SLS-V5030B	Yuma Technologic, S.L.	ERXIB	GRX	11/04/03
Fiscan SMEX-V8065B	Yuma Technologic, S.L.	ERXIB	GRX	11/04/03
Fiscan SMEX-V100800B	Yuma Technologic, S.L.	ERXIB	GRX	11/04/03
L3 Communications Security Det / Linescan-10 ^o , 110A, 214	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	03/07/03
Phoenix PCBA Inspector	Maquinaria Suiza, S.A.	ICE	GRX	09/07/03
L3 Communications Security Det / Linescan-12, 112,107,208,210,231, 232,237	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	09/07/03
L3 Communications Security Det / Linescan-22, 222	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	09/07/03
Heuft\LTFM71 (Mod. Basic VX TB Spectrum/VX TI Spectrum)	Heuft Hispania, S.A.	MN	GRX	01/10/03
Heuft\LTFM71 (Mod. GX, LGX, LX)	Heuft Hispania, S.A.	MN	GRX	01/10/03
Philips / Serie X'Pert	HBM Ibérica, S.L.	DRX	GRX	18/12/03

5.3. Actividades en instalaciones no reguladas

5.3.1. 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 para 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 2003 el CSN elaboró informes para 42 transferencias a Enresa de diversos materiales y fuentes radiactivas: en 18 de estos casos la empresa o entidad solicitante no disponía de instalación radiactiva y el resto de los solicitantes eran titulares de instalaciones. Se elaboraron 14 informes por la encomienda de Cataluña y dos por la encomienda del País Vasco.

Otros casos del mismo carácter, aunque con una regulación especial, los constituyen la retirada de material radiactivo detectado en el ámbito de aplicación del *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de materiales metálicos*, y 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 2003 se informó una retirada.

5.3.2. Retiradas de material radiactivo detectados en los materiales metálicos

El 2 de noviembre de 1999 el entonces Ministerio de Industria y Energía, el Ministerio de Fomento, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa), la Unión de Empresas Siderúrgicas (Unesid), la Federación Española de la Recupera-

ción (FER), firmaron el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos*, al que posteriormente se adhirieron en el año 2000 la Federación Minerometalúrgica de Comisiones Obreras y la Federación Estatal del Metal, Construcción y Afines de la Unión General de Trabajadores, en el año 2002 la Asociación Española de Refinadores de Aluminio, la Unión Nacional de Industrias del Cobre y la Unión de Industrias del Plomo, y más recientemente en noviembre de 2003, la Federación Española de Asociaciones de Fundidores.

El Protocolo constituye el marco de referencia para la vigilancia radiológica de los metales destinados al reciclado en España, y en el se establecen una serie de compromisos y actuaciones a realizar por cada una de las partes firmantes, con objeto de garantizar la vigilancia radiológica de los materiales metálicos y la gestión de los materiales radiactivos que sean detectados o que se puedan generar como consecuencia de un accidente.

Al finalizar el año 2003, el número de instalaciones adscritas al Protocolo era de 74 (25 del sector siderúrgico, 47 del sector de la recuperación y 2 del sector de fundición de aluminio). En la tabla 5.7 figura un listado de las instalaciones adscritas a fecha 31 de diciembre de 2003.

Tabla 5.7. 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 Olaberría, 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 Orbeagozo, S.A.	IVR-006	Siderúrgica
GSB Acero, S.A. (Legazpi)	IVR-007a	Siderúrgica
GSB Acero, S.A. (Azkoitia)	IVR-007b	Siderúrgica

Tabla 5.7. 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
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
Global Steel Wire, S.A.	IVR-013	Siderúrgica
Sidenor Industrial, S.L. Fábrica de Reinososa	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

Tabla 5.7. 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
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
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	Fund. 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

Como resultado de la aplicación del Protocolo, durante el año 2003 se comunicó al CSN en 69 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, productos con torio, piezas con uranio empobrecido y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo, salvo en un caso en que la fuente radiactiva fue devuelta a los Estados Unidos, país de origen del fabricante del equipo radiactivo.

En este año cabe destacar los sucesos con contaminación radiactiva acaecidos en las instalaciones de Daniel González Riestra y en la Acería Compacta de Bizkaia, que se describen en los apartados 5.3.4 y 5.3.5. 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.

5.3.3. 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 2003, se ha realizado el seguimiento del programa de vigilancia radiológica implantado en el Centro de Recuperación de Inertes, ubicado en las Marismas de Mendaña, provincia de Huelva. La evaluación final del informe presentado por Egmasa para la normalización del Centro, está pendiente de la elaboración del modelo de flujo de aguas superficiales y subterráneas, debido a que el titular requiere para su realización disponer como mínimo de un año de datos del programa de vigilancia radiológica.

5.3.4. 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 CSN notificó 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 dos inspectores quienes, acompañados por personal de Proinsa y Enresa, procedieron a realizar una valoración más detallada.

A la vista de la información obtenida por la Inspección, el CSN requirió a la instalación que mantuviera las medidas provisionales de confinamiento del material contaminado y la parada de la fragmentadora hasta la presentación de un *Plan de actuación* para la descontaminación y limpieza de la instalación.

Con fecha 26 de agosto de 2003, la empresa envió al Ministerio de Economía el Plan de actuación para la descontaminación y limpieza en las instalaciones. En la elaboración del Plan se adoptaron como criterios radiológicos los establecidos en los anteriores incidentes ocurridos en Acerinox y Siderúrgica Sevillana, y en su desarrollo se establecieron tres fases:

- Programa de limpieza y descontaminación dirigido a la liberación de los sistemas necesarios para el arranque de la planta.
- Plan de pruebas y puesta en marcha de la instalación.
- Segregación de residuos, caracterización y salida. Recuperación de las áreas en las que había habido acopio de residuos.

El 26 de septiembre, tras el análisis del informe relativo a los trabajos de limpieza y descontaminación de la máquina fragmentadora y de los resultados obtenidos en el plan de pruebas, el CSN autorizó la puesta en marcha de la fragmentadora.

En el Plan de actuación enviado por Daniel González Riestra al Ministerio de Economía no se

contempló la posibilidad de prensar la guata procedente de los automóviles tratados en la fragmentadora, material que por sus características ocupa un gran volumen y es susceptible de ser prensado. Con objeto de reducir el volumen de residuos a enviar a El Cabril el 8 de octubre la instalación solicitó al CSN permiso para utilizar una prensa ubicada en el interior de un recinto de confinamiento construido expresamente para este fin y situado en el interior de las instalaciones de Daniel González Riestra.

El 9 de octubre de 2003, tras evaluar la documentación presentada y los resultados obtenidos en las pruebas en blanco “guata limpia”, el CSN autorizó a Daniel González Riestra la utilización de la prensa para reducir el volumen de residuos ligeros.

Los trabajos de recuperación de la instalación finalizaron en diciembre, al completarse las operaciones de prensado de guata, segregación de la chatarra contaminada y tratamiento del agua y los lodos provenientes del tanque de agua de la máquina fragmentadora. El CSN supervisó de forma continua estos trabajos.

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.

5.3.5. Fusión de una fuente de Cesio-137 en la Acería Compacta de Bizkaia, S.A.

El 15 de septiembre de 2003, la empresa dedicada a la siderurgia integral, Acería Compacta de Bizkaia (ACB), situada en Sestao (Vizcaya), 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 dos inspectores quienes acompañados por personal de Proinsa y Enresa procedieron 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 inferiores a los recogidos en sucesos anteriores: Acerinox y Siderúrgica Sevillana.

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.

El 19 de septiembre, ACB envió al Ministerio de Economía el *Plan de actuación* para la descontaminación y limpieza de sus instalaciones. 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 y Siderúrgica Sevillana. 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 humo contenido en la cisterna del camión, y posterior control radiológico del vehículo.

Tras los trabajos de vaciado del silo y caracterización del polvo de humo, así como del vaciado de las tolvas de descarga de los filtros de mangas que presentaban mayores valores de tasa de dosis, y de la limpieza de la cámara de combustión del horno 2, lugar en que se había producido la fusión de la fuente de Cesio-137, el 20 de septiembre ACB solicitó el arranque del horno número 2.

El 20 de septiembre de 2003, una vez analizada y evaluada la información remitida por ACB, el CSN autorizó el arranque del horno número 2 en una primera fusión de su pie de baño como parte de las actuaciones previstas en el *Plan de actuación* de ACB para la descontaminación de la planta.

El 22 de septiembre, tras evaluar el mapa radiométrico de la instalación y los resultados obtenidos en las muestras de polvo extraído del silo tras el arranque del horno número 2, el CSN autorizó el arranque de los hornos para la producción de acero. El 23 de septiembre, ACB puso en marcha el horno 2.

El 26 de septiembre, tras el vaciado del polvo contenido en la cisterna del camión y una vez analizado el radiométrico realizado a la cisterna tras su descontaminación, el CSN autorizó la salida del camión de ACB.

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 80.240 kg de residuos radiactivos que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril en un total de cinco expediciones.

6. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente

6.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos

6.1.1. Prevención de la exposición

En el artículo 6º del *Real Decreto 783/01*, por el que se aprueba el *Reglamento de 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 la prevención de las exposiciones ocupacionales de forma que, dentro de lo razonablemente posible, se minimice el riesgo inherente a dichas exposiciones.

6.1.2. 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 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*), que actualmente se encuentra en fase avanzada de revisión, 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 información 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 transportado, 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 en el año 2003 se ha firmado un acuerdo específico entre el CSN y el Ciemat para efectuar el primer ejercicio de intercomparación de I-131 en tiroides entre todos los servicios de dosimetría personal interna de las centrales nucleares españolas y la entidad Tecnatom.

6.1.3. 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 2003, había registros de un total de aproximadamente 9.875.000 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 219.500 trabajadores y a unas 36.000 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 segu-

riedad 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 recibidas por los trabajadores de distintos sectores laborales de nuestro país.

6.1.4. 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 todo 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, número 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 2003 el CSN ha distribuido un total de 2.804 carnés radiológicos destinados a los trabajadores de un total de 135 empresas.

6.1.5. 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 nº 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 2.4).

6.1.6. Resumen de los datos dosimétricos correspondientes al año 2003

Se exponen a continuación los resultados del control dosimétrico de los trabajadores profesionalmente expuestos en España a lo largo del año 2003. 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 2003 ascendió a 89.030⁽¹⁾, a las que correspondió una dosis colectiva de 37.940 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 1,03 mSv/año.

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.

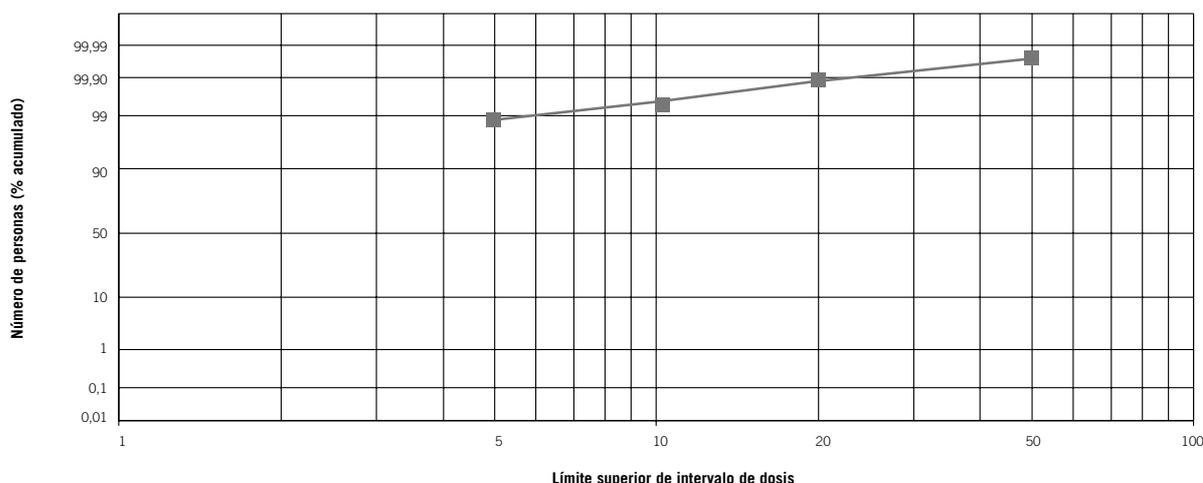
En la figura 6.1 se muestra la distribución de las dosis de las personas expuestas en España en el año 2003. El buen ajuste de dichos datos a una recta demuestra que la distribución de dosis se ajusta a una función del tipo logarítmico-normal. Esta situación es coherente con la experiencia internacional 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 98,52% de los trabajadores controlados dosimétricamente (87.709) recibió dosis inferiores a 5 mSv/año.
- Un 99,92% de los trabajadores controlados dosimétricamente (88.958) 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 nuevos límites de dosis (20 mSv/año promediados durante cinco años) establecidos en el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. Para un total de 15 trabajadores, todos ellos pertenecientes al sector de instalaciones radiactivas (10 de ellos corresponden al sector de instalaciones médicas y cinco a instalaciones industriales), se registraron lecturas dosimétricas que constituyen casos de potencial superación del límite anual de dosis establecido en la legislación vigente. Para todos ellos se está desarrollando el protocolo de investigación aplicable a estas situaciones, que se describen en el apartado 1.3.5 de este informe.

Figura 6.1. Distribución de las dosis de las personas expuestas en España durante el año 2003



En la tabla 6.1 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 6.2 y 6.3 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 (25.307 mSv.persona), siendo estas últimas, asimismo, las más representativas en cuanto al número de trabajadores (70.286 personas, un 78,95% 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 (0,60 mSv/año).

- En las instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura, el CSN controló a un total de 124 trabajadores con una dosis colectiva de

44 mSv.persona y una dosis individual media de 1,11 mSv/año.

- En las instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat), el CSN controló a 1.130 trabajadores con una dosis colectiva de 70 mSv.persona y una dosis individual media de 0,48 mSv/año
- Con objeto de realizar una valoración global de la dosimetría de los trabajadores expuestos en el sector nucleoelectrónico español, en las figuras 6.4.a y 6.4.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 internacional².

Como ya se ha indicado en el capítulo 1 los resultados obtenidos para este parámetro pueden valorarse positivamente si se tiene en cuenta que:

² Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE - *Information System on Occupational Exposure*) abarcan hasta el año 2001.

Tabla 6.1. 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	7.302	7.334	1,94
Instalaciones del ciclo del combustible, de almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat)	1.130	70	0,48
Instalaciones radiactivas			
Médicas	70.286	25.307	0,92
Industriales	5.898	3.798	1,22
Investigación	4.518	1.207	0,60
Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	124	44	0,11
Transporte	68	180	4,00

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 2003, consolidándose la tendencia registrada en años anteriores. Hay que indicar que en el año 2003 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad I, Almaraz unidades I y II, Trillo, José Cabrera y Vandellós II.

- 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 2003 se efectuaron paradas de recarga en las dos centrales de esta tecnología, lo que ha motivado que las dosis colectivas se hayan incrementado con respecto a años anteriores.

Figura 6.2. Dosis colectiva y número de trabajadores profesionalmente expuestos por sectores. Año 2003

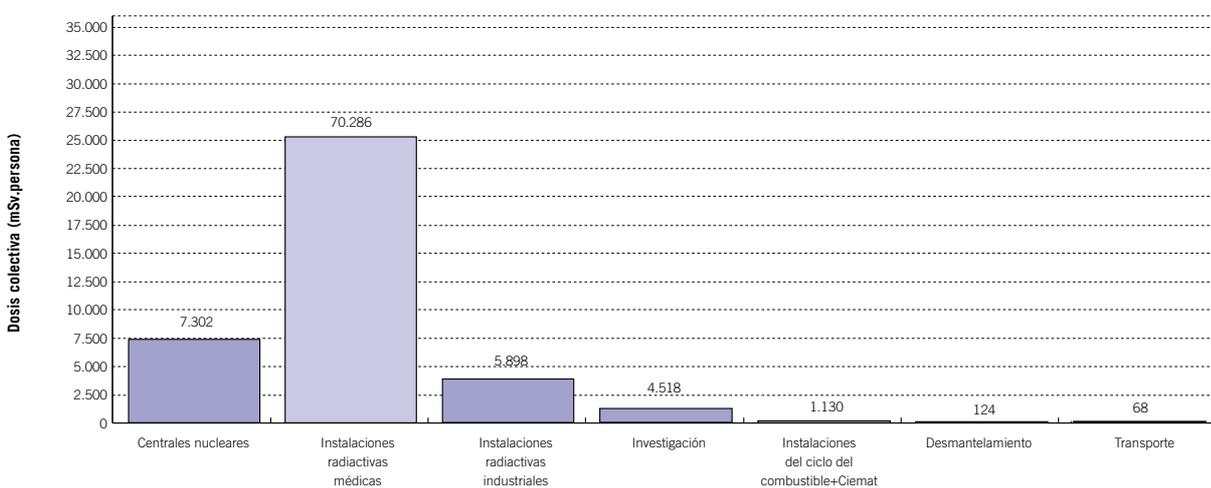


Figura 6.3. Dosis individual media por sectores. Año 2003

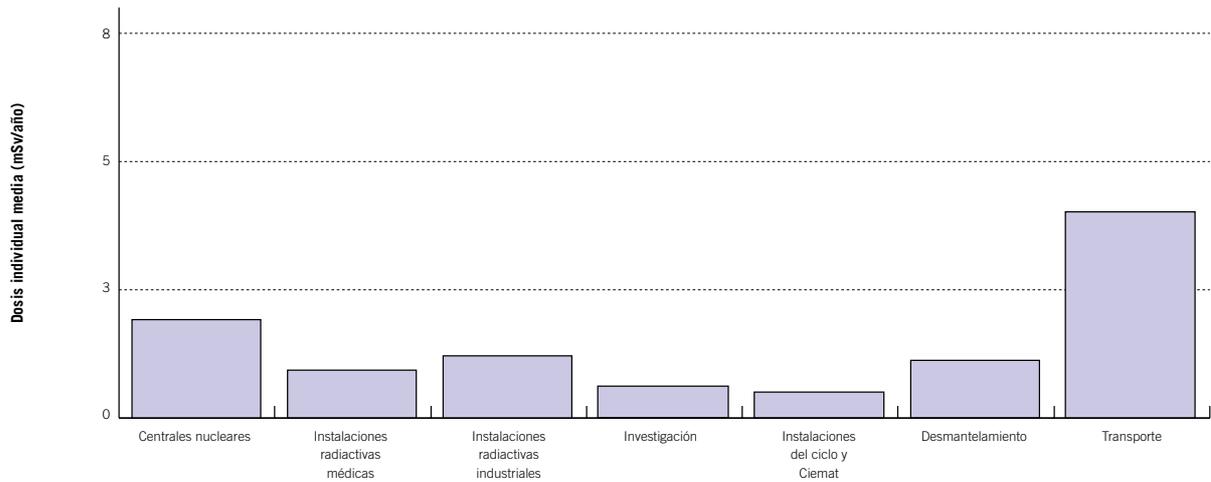
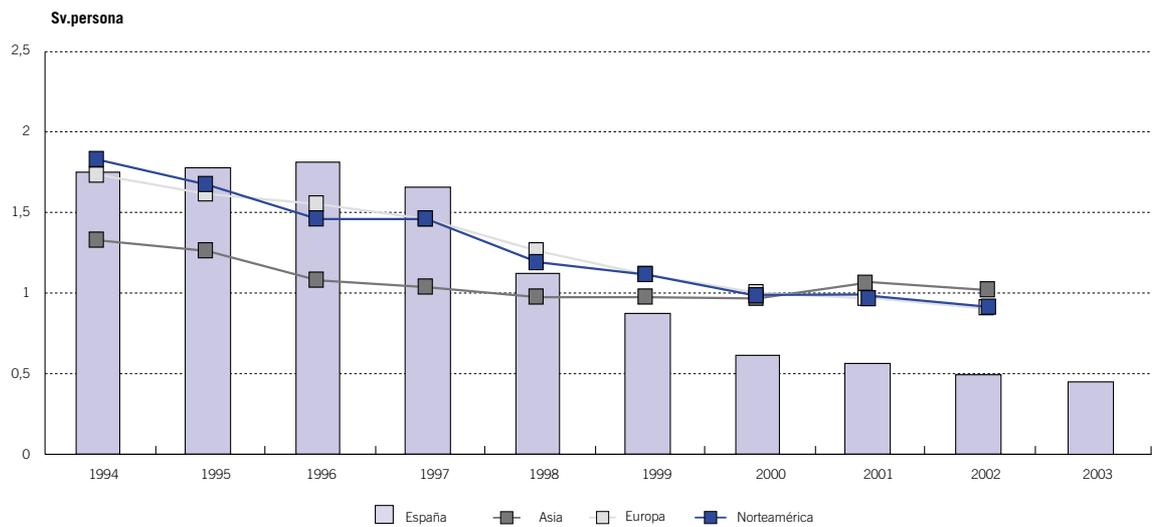
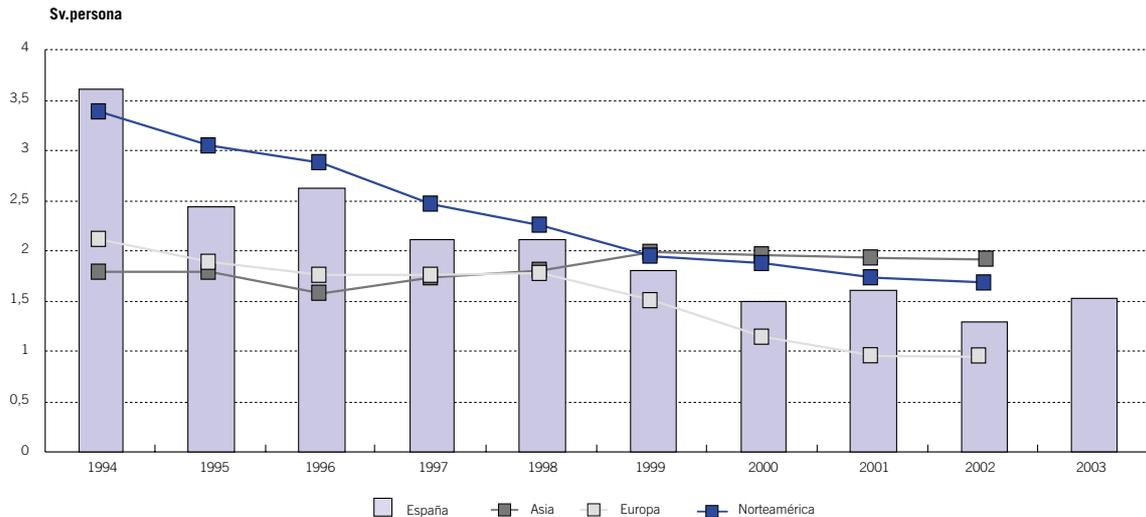


Figura 6.4a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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

Figura 6.4b. 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.

Las dosis ocupacionales durante la recarga de la central nuclear de. Cofrentes han sufrido un aumento con respecto a anteriores ciclos como consecuencia de un significativo incremento de los niveles de radiación en el pozo seco, lo que ha afectado negativamente a todos los trabajos realizados en torno a dicha zona. EL CSN ha requerido a la central la realización de un análisis causa-raíz para, a partir de ahí, estudiar las medidas preventivas y correctoras a considerar en los próximos ciclos.

- Considerando las dosis colectivas medias trianuales por reactor y año (figura 1.9.b) se observa que se mantiene estable la tendencia que se venía observando en los últimos años, con unas dosis comparables a las registradas en otros países.
- La dosis individual media correspondiente a los trabajadores profesionalmente expuestos implicados en actividades de transporte (4 mSv/año) es superior a la del resto de los sectores laborales

considerados, siendo 68 el número de trabajadores controlados en este sector.

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 2003 ha habido un ligero aumento de la dosis colectiva y de la individual media en este sector. El CSN ha realizado un seguimiento especial de la empresa con dosis más significativas, requiriéndole un análisis detallado de la evolución y causas de las dosis recibidas por sus trabajadores. El análisis ya ha sido presentado y ha supuesto la implantación de mejoras y el desarrollo de un *Programa de protección radiológica* y aunque el análisis y el programa se están estudiando en el CSN, se

puede adelantar que se ha producido una reducción de la dosis colectiva y de la individual media en esta empresa. Se ha iniciado, asimismo, un seguimiento similar en otras entidades.

Además de las actuaciones citadas, siguiendo la recomendación recogida en la resolución de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso, se tiene planificado emitir una instrucción a todas las empresas de transporte de material radiactivo, que advierta de las medidas que deben implantarse para reducir las dosis en esta actividad tanto como razonablemente sea posible.

6.2. 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 2003 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 vigilancia, 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 2003 y se presentan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental correspondientes al año 2002. 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.

6.2.1. 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. Durante el proceso de licenciamiento, se definen las condiciones y procedimientos de operación de los sistemas de tratamiento que garantizan de manera razonable su funcionamiento dentro de los límites y condiciones establecidos. Durante la operación de los sistemas se lleva a cabo un seguimiento continuo de los procesos, que permite al CSN requerir las mejoras que se consideran procedentes y acordes con los nuevos desarrollos tecnológicos.

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 se 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). Este Manual 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 princi-

pales 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 de 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 6.2 contiene un resumen de los límites establecidos para los vertidos radiactivos de las instalaciones y la tabla 6.3, 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 regularmente 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 vertidos, 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 centrales nucleares durante el año 2003 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 1.1.1.9 de este informe.

Tabla 6.2. Límites de vertido. Efluentes

	Límites	Vertido	Variable	Valor
Centrales nucleares	Límites instantáneos	Gases	Tasa de dosis	5 mSv/a
		Líquidos	Concentración	5 mSv/a (1)
	Restricciones operacionales	Total	Dosis efectiva	0,1 mSv/a
		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.

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 2003 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 requisito del RPSRI relativo a la estimación de las dosis de una forma lo mas realista posible, se constituyó un grupo de trabajo Unesa-CSN en el que se han definido los criterios a considerar en dicha estimación. De acuerdo con estos criterios, los titulares de las centrales han presentado los resultados preliminares de los cálculos de dosis al público correspondientes a los años 2002 y 2003; estos cálculos están siendo objeto de una revisión en detalle para evaluar la correcta aplicación de los criterios establecidos.

Tabla 6.3. 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 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

6.2.2. Vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones

6.2.2.1. 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 6.4 se incluye un resumen de los programas de vigilancia implantados en las centrales nucleares y en la tabla 6.5 el resumen corresponde a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear y centros de investigación.

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 6.6 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 2002 en estos programas, que se presentan en los apartados 1.1.1.9 (centrales nucleares), 1.2 (instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación) y 4 (instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura), respectivamente, son similares a los de años anteriores y la 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.

6.2.2.2. 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

Tabla 6.4. 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 y 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 y
Agua de lluvia	Muestreo continuo con recogida de muestra mensual	Sr-90 Espectrometría y
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 y
Suelo, sedimentos y organismos indicadores	Muestreo de suelo anual y sedimentos y organismos indicadores semestral	Sr-90 Espectrometría y
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 y I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Muestreo semestral	Espectrometría y

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, deno-

minados *Programas de vigilancia radiológica ambiental independientes (PVRAIN)*, tuvo lugar en 1999.

6.2.2.3. Programas de vigilancia realizados directamente por el CSN

En el año 2002 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).

Tabla 6.5 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 total	Actividad β total	Actividad α total	
	Espectrometría α de uranio	Actividad β total	Sr-90	U total	
		I-131	Espectrometría γ	Th-230, Ra-226, Pb-210	
		Sr-90	H-3	Radón (Rn-222 y descendientes)	
	Espectrometría γ	C-14			
	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 total	Actividad β total y β resto (en superficial)	
	Espectrometría α de uranio (excepto en sondeos)	Actividad β total	Actividad β total	Sr-90	U total
		Espectrometría α de uranio	Actividad β resto	H-3	Th-230, Ra-226, Pb-210
		(excepto en sondeos)	I-131	C-14	
			Sr-90	Tc-99	
	Espectrometría γ	I-129			
	H-3				
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 de uranio	(en sedimentos)	(sedimentos)	Actividad β total	
		Espectrometría γ	Sr-90 (organismos indic.)	U total	
			Espectrometría γ	Th-230, Ra-226, Pb-210	
		H-3 (organismos indicadores)			
		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 de uranio	Sr-90 (en leche y cultivos)	Espectrometría γ	Actividad β total (peces)	
		Espectrometría γ		U total	
			Th-230, Ra-226, Pb-210		

- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de León (PVRAIN de la central nuclear de Santa María de Garoña).

- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Cáceres (PVRAIN de la central nuclear de Almaraz).

Tabla 6.6. 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 en la superficie del dique restaurado
	Sr-90	U total	
	Espectrometría γ	Th-230	
	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	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	Sr-90		
organismos indicadores y agua de playa	Espectrometría γ		
	Pu-238		
	Am-241		
Alimentos	Sr-90		
	Espectrometría γ		
	Pu-238 (peces y mariscos)		
	Am-241 (peces y mariscos)		

- 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 2002, 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.

6.2.2.4. 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 2002. 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 2002 indica que son en general equivalentes a los obtenidos en los diferentes programas de vigilancia radiológica ambiental de las distintas instalaciones, sin desviaciones significativas.

6.2.2.5. Programa de vigilancia encomendado a la Generalidad Valenciana

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 2002 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 2002, indica que son en general equivalentes a los que se obtienen a través del PVRA de la instalación, sin desviaciones significativas.

6.2.3. 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.

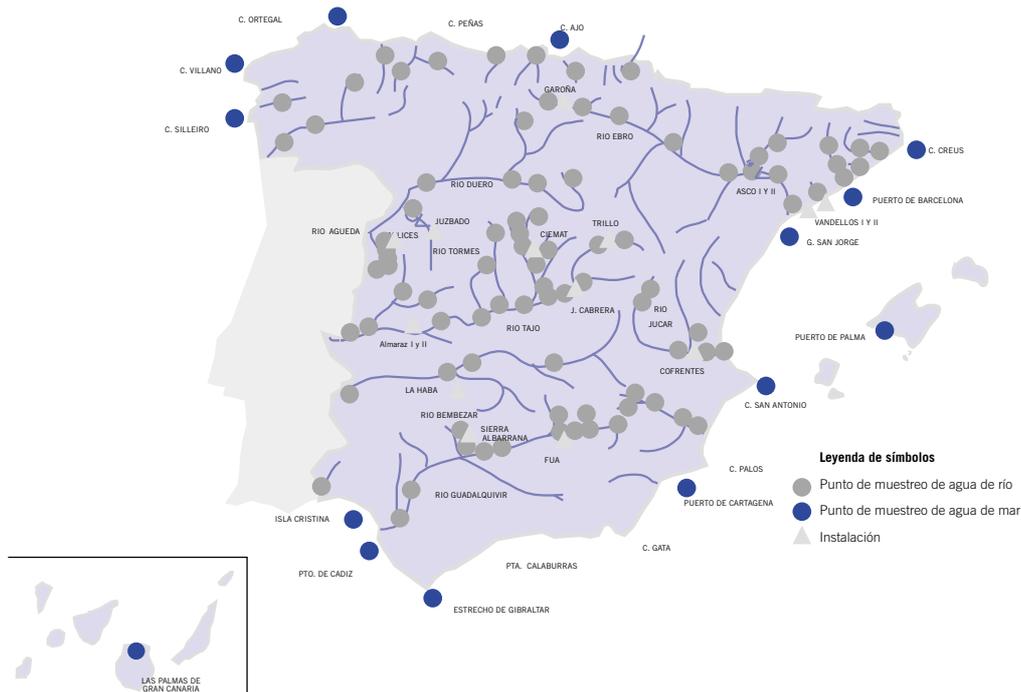
6.2.3.1. Red de estaciones de muestreo (REM)

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 6.5 se presentan los principales puntos que constituyen la red de vigilancia de las aguas continentales.

Figura 6.5. Red de estaciones de muestreo del CSN de aguas continentales y costeras



Los resultados de las medidas radiológicas realizadas durante el año 2002 en estas muestras, confirman el comportamiento observado a lo largo de los años en las distintas cuencas, siendo los hechos más destacables los siguientes:

- 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 Agueda, 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 2002 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 primera 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.

El incremento observado en el río Tajo en la estación aguas abajo de Trillo, refleja la elevada actividad medida en las muestras puntuales de los meses de enero y de noviembre tomadas junto al canal de descarga, coincidiendo con el vertido de efluentes líquidos de la central; su incidencia se limita a ese momento y ese tramo del río, ya que no se aprecia incremento en la siguiente estación aguas abajo del río, y tampoco en la misma estación en las muestras correspondientes al mes siguiente, en las que ni siquiera se detecta actividad de tritio por encima del valor del LID.

Una situación similar se produjo en noviembre de 2001, de la cual ya se informó en su momento (Informe Anual 2002). Asimismo, en noviembre de 2003 en otra muestra puntual recogida en la misma estación de muestreo se ha detectado, de nuevo, un incremento en la concentración de tritio que, como en ocasiones anteriores, ha sido 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 haya 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.

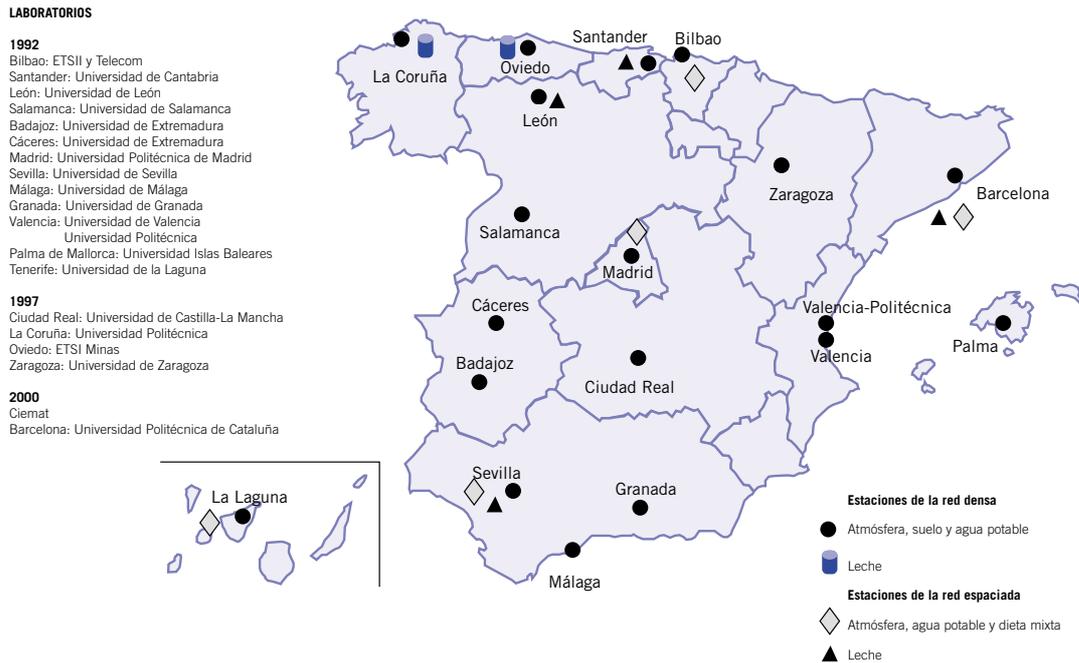
Las zonas de muestreo están situadas a una distancia de la costa de diez millas, con excepción de las muestras que se recogen en las bocanas de los puertos; las muestras corresponden a la capa de agua superficial, realizándose análisis de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto, espectrometría gamma y tritio.

Durante el año 2002 se recogieron muestras en los 14 puntos que se indican en la figura 6.5. 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 tritio 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 2002. 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 2002 colaboraron 20 laboratorios entre las redes densa y espaciada, distribuidos tal como se indica en la figura 6.6.

Figura 6.6. Red de estaciones de muestreo del CSN de atmósfera y medio terrestre: redes densa y espaciada



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 6.7 se incluye un resumen de estos programas.

En las tablas 6.8 a 6.17 se presenta un resumen de los resultados de las medidas de muestras de aire, suelo, agua potable, leche y dieta tipo realizadas durante el año 2002 en ambas redes.

6.2.4. 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 garantizar 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.

Tabla 6.7. 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	Cs-137
	Actividad β total	Be-7
	Sr-90	
	Espectrometría γ I-131	
Suelo	Actividad β total	
	Espectrometría γ	
	Sr-90	
Agua potable	Actividad α total	Actividad α total
	Actividad β total	Actividad β total
	Espectrometría γ	Actividad β resto
	Sr-90	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 6.8. Resultados REM. Aire (Bq/m³). Año 2002

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Beta total (*)	Sr-90 (*)
Extremadura (Badajoz)	1,34 10 ⁻⁴	5,05 10 ⁻⁴	3,74 10 ⁻⁴
Islas Baleares	3,68 10 ⁻⁵	3,44 10 ⁻⁴	< LID
Extremadura (Cáceres)	4,32 10 ⁻⁵	5,49 10 ⁻⁴	< LID
Coruña (Ferrol)	6,65 10 ⁻⁵	6,26 10 ⁻⁴	1,93 10 ⁻⁶
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	8,28 10 ⁻⁵	6,16 10 ⁻⁴	< LID
Cantabria	2,65 10 ⁻⁵	2,09 10 ⁻⁴	3,22 10 ⁻⁶
Granada	1,29 10 ⁻⁴	5,77 10 ⁻⁴	6,96 10 ⁻⁶
León	1,64 10 ⁻⁴	5,94 10 ⁻⁴	< LID
La Laguna	1,21 10 ⁻⁴	-	3,30 10 ⁻⁵
Politécnica de Madrid	6,01 10 ⁻⁵	3,40 10 ⁻⁴	< LID
Málaga	6,11 10 ⁻⁵	7,44 10 ⁻⁴	1,68 10 ⁻⁶
Oviedo	1,05 10 ⁻⁴	4,56 10 ⁻⁴	< LID
Bilbao	7,12 10 ⁻⁵	-	2,29 10 ⁻⁶
Salamanca	5,05 10 ⁻⁵	3,32 10 ⁻⁴	< LID
Sevilla	9,47 10 ⁻⁵	8,27 10 ⁻⁴	1,76 10 ⁻⁶
Valencia	1,24 10 ⁻⁴	4,72 10 ⁻⁴	< LID
Politécnica de Valencia	7,93 10 ⁻⁵	5,80 10 ⁻⁴	4,93 10 ⁻⁶
Zaragoza	3,88 10 ⁻⁵	5,04 10 ⁻⁴	< LID

(*) 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 6.9. Resultados REM. Aire con muestreador alto flujo (Bq/m³, Cs-137). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	5,70 10 ⁻⁷ (4,2 10 ⁻⁷ – 7,40 10 ⁻⁷)	5/53	6,59 10 ⁻⁷
Bilbao	3,29 10 ⁻⁷ (1,6 10 ⁻⁷ – 1,02 10 ⁻⁶)	14/52	2,05 10 ⁻⁷
La Laguna	1,33 10 ⁻⁶ (4,4 10 ⁻⁷ – 2,76 10 ⁻⁶)	8/52	6,83 10 ⁻⁷
Madrid - Ciemat	5,28 10 ⁻⁷ (2,60 10 ⁻⁷ – 9,40 10 ⁻⁷)	9/52	3,14 10 ⁻⁷
Sevilla	9,50 10 ⁻⁷ (9,50 10 ⁻⁷ – 9,50 10 ⁻⁷)	1/52	1,03 10 ⁻⁶

Tabla 6.10. Resultados REM. Suelo (Bq/kg seco). Año 2002

Universidad	Concentración actividad media		
	Beta total	Sr-90	Cs-137
Extremadura (Badajoz)	8,31 10 ²	1,50 10 ¹	4,68 10 ⁻¹
Islas Baleares	1,21 10 ³	2,50	8,90
Extremadura (Cáceres)	8,60 10 ²	3,80	1,41 10 ¹
Coruña (Ferrol)	1,95 10 ³	2,31	3,83 10 ¹
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	4,11 10 ²	< LID	1,26 10 ¹
Cantabria	5,93 10 ²	1,56	6,73
Granada	1,28 10 ³	1,91 10 ¹	6,11 10 ¹
León	4,83 10 ²	8,57 10 ⁻¹	1,82
La Laguna	3,12 10 ²	7,98	1,38 10 ¹
Politécnica de Madrid	1,36 10 ³	4,72	1,08
Málaga	9,75 10 ²	< LID	4,16 10 ⁻¹
Oviedo	8,06 10 ²	2,92	3,58 10 ¹
Bilbao	6,34 10 ²	2,15 10 ⁻¹	2,46
Salamanca	1,10 10 ³	1,00	3,10
Sevilla	2,80 10 ²	6,10 10 ⁻¹	2,00
Valencia	8,00 10 ²	9,80 10 ⁻¹	2,95
Politécnica de Valencia	9,15 10 ²	2,09	< LID
Zaragoza	9,76 10 ¹	1,46	4,33

Tabla 6.11. Resultados REM. Agua potable (Bq/m³). Año 2002

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Betal total	Sr-90
Extremadura (Badajoz)	< LID	8,80 10 ¹	1,12 10 ¹
Islas Baleares	1,12 10 ²	1,14 10 ²	< LID
Barcelona*	2,87 10 ¹	3,35 10 ²	3,60
Extremadura (Cáceres)	< LID	9,78 10 ¹	3,00
Coruña (Ferrol)	< LID	3,55 10 ¹	< LID
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	< LID	1,47 10 ²	5,93 10 ¹
Cantabria	4,05 10 ¹	8,26 10 ¹	1,07 10 ¹
Granada	8,54	2,81 10 ¹	6,53
León	1,40 10 ¹	3,89 10 ¹	8,93
La Laguna*	1,12 10 ²	4,80 10 ²	1,09 10 ¹
Politécnica de Madrid	4,87	3,66 10 ¹	< LID
Madrid-Ciemat*	4,97	3,95 10 ¹	3,67
Málaga	3,01 10 ¹	1,64 10 ²	9,46
Oviedo	1,60 10 ¹	2,16 10 ¹	5,16
Bilbao*	4,14	3,28 10 ¹	5,15
Salamanca	3,44	6,01 10 ¹	< LID
Sevilla*	< LID	9,04 10 ¹	4,07
Valencia	4,13 10 ¹	4,90 10 ¹	< LID
Politécnica de Valencia	6,67 10 ¹	1,17 10 ²	5,86
Zaragoza	5,65	8,98 10 ¹	< LID

(*) Análisis incluidos en la red espaciada.

Tabla 6.12. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (H-3 Bq/m³). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	<LID	0/12	1,87 10 ³
Bilbao	1,40 10 ³ (1,13 10 ³ – 1,78 10 ³)	4/12	9,34 10 ²
La Laguna	1,95 10 ² (8,00 10 ¹ – 3,10 10 ²)	2/12	4,20 10 ¹
Madrid - Ciemat	6,74 10 ³	1/12	2,43 10 ³
Sevilla	< LID	0/12	1,67 10 ³

Tabla 6.13. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (Cs-137 Bq/m³). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	< LID	0/12	2,88 10 ⁻²
Bilbao	1,85 10 ⁻²	1/12	1,77 10 ⁻²
La Laguna	< LID	0/12	1,26 10 ⁻¹
Madrid - Ciemat	2,71 10 ⁻² (1,99 10 ⁻² – 3,73 10 ⁻²)	9/12	1,55 10 ⁻²
Sevilla	2,50 10 ⁻¹ (2,10 10 ⁻¹ – 2,90 10 ⁻¹)	2/2	2,75 10 ⁻³

Tabla 6.14. Resultados REM. Leche (Sr-90 Bq/m³). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	2,11 10 ¹ (1,37 10 ¹ – 3,66 10 ¹)	12/12	7,84
Coruña-Ferrol	1,51 10 ² (1,32 10 ² – 1,75 10 ²)	12/12	9,78
Cantabria	5,44 10 ¹ (4,26 10 ¹ – 6,50 10 ¹)	12/12	1,63 10 ¹
León	1,57 10 ¹ (7,96 – 2,57 10 ¹)	8/12	9,23
Oviedo	6,26 10 ¹ (4,51 10 ¹ – 8,53 10 ¹)	12/12	3,70
Sevilla	3,49 10 ¹ (1,27 10 ¹ – 8,76 10 ¹)	12/12	1,67

Tabla 6.15. Resultados REM. Leche (Cs-137 Bq/m³). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	9,86 (8,1 10 ⁰ – 1,19 10 ¹)	9/12	5,49
Coruña-Ferrol	8,22 10 ¹ (5,63 10 ¹ – 1,09 10 ²)	12/12	5,51 10 ¹
Cantabria	3,37 10 ¹ (1,44 10 ¹ – 5,71 10 ¹)	11/12	1,75 10 ¹
León	8,76 (5,93 – 1,11 10 ¹)	3/12	1,06 10 ¹
Oviedo	< LID	0/12	8,24 10 ¹
Sevilla	< LID	0/12	1,67 10 ²

Tabla 6.16. Resultados REM. Dieta tipo (Sr-90 Bq/persona día). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	1,08 10 ⁻¹ (6,10 10 ⁻² – 1,90 10 ⁻¹)	4/4	2,25 10 ⁻²
Bilbao	4,42 10 ⁻² (3,66 10 ⁻² – 5,47 10 ⁻²)	4/4	6,27 10 ⁻²
La Laguna	2,17 10 ⁻¹ (3,16 10 ⁻² – 4,11 10 ⁻¹)	4/4	1,86 10 ⁻²
Madrid-Ciemat	1,03 10 ⁻¹ (7,94 10 ⁻² – 1,16 10 ⁻¹)	4/4	5,09 10 ⁻³
Sevilla	1,75 10 ⁻¹ (5,84 10 ⁻² – 3,13 10 ⁻¹)	4/4	5,17 10 ⁻²

Tabla 6.17. Resultados REM. Dieta tipo (Cs-137 Bq/persona día). Año 2002

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	4,25 10 ⁻² (3,00 10 ⁻² – 6,00 10 ⁻²)	4/4	1,50 10 ⁻²
Bilbao	2,30 10 ⁻² (1,48 10 ⁻² – 3,97 10 ⁻²)	4/4	9,73 10 ⁻³
La Laguna	7,32 10 ⁻²	1/4	4,75 10 ⁻²
Madrid-Ciemat	3,06 10 ⁻² (1,72 10 ⁻² – 5,74 10 ⁻²)	4/4	1,32 10 ⁻²
Sevilla	< LID	0/4	6,22 10 ⁻¹

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.

6.2.4.1. 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 2002, como ya se indicó en el informe anterior, se llevó a cabo una campaña en la que la matriz objeto de estudio fue un material de referencia de fauna marina (peces) con niveles ambientales de radiactividad, suministrado por el

Marine Environmental Laboratory (MEL) del Organismo Internacional de Energía Atómica. Los radionucleidos a determinar fueron uranio-234, uranio-235, uranio-238, potasio-40, plomo-210, radio-226, cesio-137, estroncio-90, cobalto-60 y opcionalmente plutonio-(239+240), americio-241 y tecnecio-99.

El material fue suministrado por dicho laboratorio (MEL) antes de concluir los estudios de evaluación para la obtención de los valores de referencia, y en la fecha de finalización de la campaña no habían podido terminar los estudios estadísticos, debido a ciertas discrepancias encontradas en los resultados de algunos radionucleidos de los que disponían para establecer dichos valores. Estas discrepancias también fueron detectadas por algunos de los laboratorios participantes en la campaña española. Por este motivo el citado laboratorio envió al Ciemat valores de referencia únicamente de algunos radionucleidos y valores de información del resto.

Los laboratorios participantes en esta campaña fueron los siguientes:

- Ciemat. Instituto del Medio Ambiente.
- Ciemat. Instituto de Tecnología Nuclear.
- Enusa. Laboratorio de Ciudad Rodrigo.
- Enusa. Laboratorio de Juzbado.
- Geocisa.
- 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 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 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 Sevilla. Facultad de Física. Departamento de Física Atómica, Molecular y Nuclear.
- Universidad de Valencia. Laboratorio de Radiactividad Ambiental.
- Universidad Politécnica de Valencia. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear.
- Universidad de Zaragoza. Facultad de Ciencias. Cátedra de Física Molecular y Nuclear.
- Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

La campaña concluyó en 2003 con la reunión celebrada en abril 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 una buena adecuación a las bases técnicas establecidas. A pesar de las especiales características del material de estudio suministrado por el OIEA-MEL (*Marine Environmental Laboratory*), el estudio ha mostrado un comportamiento homogéneo de los laboratorios: los valores de la media obtenida en los análisis del ejercicio han sido generalmente próximos a los valores de referencia o en su caso a los de información, lo cual evidencia la comparabilidad entre los resultados de los laboratorios participantes.
- En la ejecución de los laboratorios de los análisis con valores de referencia, se ha valorado un porcentaje de ejecución satisfactoria superior al 55% excepto en el caso del Am-241 debido al método de determinación empleado por algunos laboratorios. En el caso del análisis isotópico de uranio no cabe extraer conclusiones debido a su posible distribución no homogénea en la muestra.
- La ejecución en medidas por espectrometría gamma continúa en un nivel satisfactorio, aunque menor que en ejercicios anteriores; la forma física de la muestra (liofilizada) y la cantidad de muestra disponible en este ejercicio ha motivado dificultades en los laboratorios para adecuar sus geometrías de medida. La mejor ejecución se ha realizado en la determinación de Pu-(239+240), con siete laboratorios participantes.
- Cabe destacar que a pesar de las dificultades no previstas encontradas en este ejercicio con la muestra, ya comentadas anteriormente, la mayoría de los laboratorios ha demostrado su competencia para la ejecución de las determinaciones objeto de estudio en una matriz poco frecuente, así como la adecuada capacidad de sus equipos aún en condiciones cercanas a los límites de detección.

Globalmente, se puede concluir que los laboratorios participantes tienen capacidad para realizar determinaciones radiológicas en muestras ambientales de fauna marina con un nivel satisfactorio de calidad.

6.2.4.2. Normalización de procedimientos

Los grupos de trabajo sobre desarrollo de normas, cálculos de incertidumbres y preparación de patrones de calibración han continuado, a menor ritmo, sus actividades durante 2003. 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 siete procedimientos, resumiéndose a continuación las actuaciones durante dicho año y la situación de los mismos.

- Se publicaron con fecha 27 de agosto de 2003, como norma UNE los dos documentos siguientes:
 - UNE 73350-1. Equipos de medida. Parte 1: Espectrometría gamma con detectores semiconductores.
 - UNE 73340-2. Métodos analíticos. Parte 2: Índice de actividad beta resto en aguas mediante contador proporcional.
- Con fecha 20 de mayo de 2003 se sometieron a información pública los siguientes proyectos de la norma UNE (PNE):

- PNE 73350-2. Equipos de medida. Parte 2: Espectrometría alfa con detectores semiconductores.
- PNE 73350-3. Equipos de medida. Parte 3: Centelleo líquido.

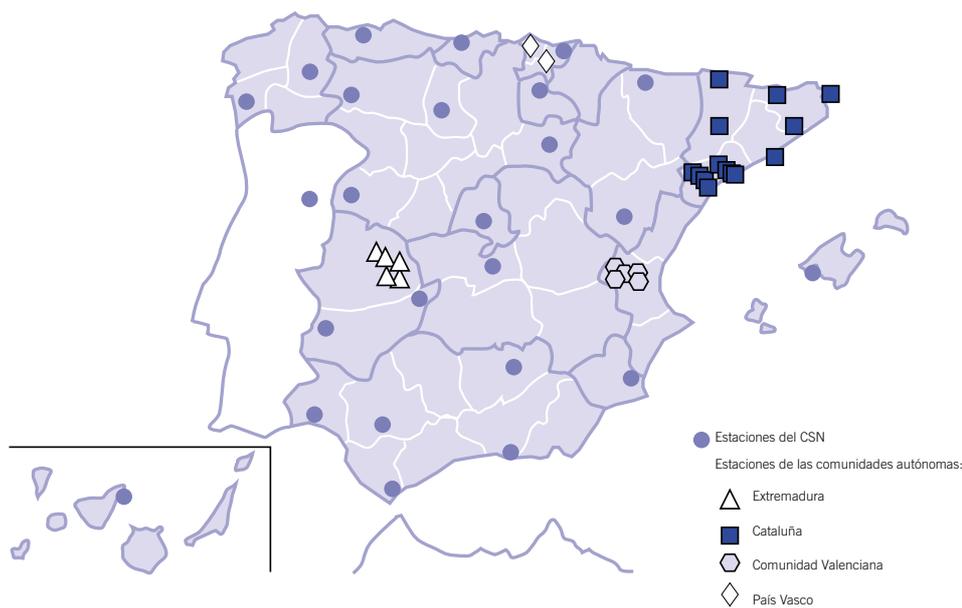
- Se concluyó la elaboración de otro procedimiento, que ha sido remitido a AENOR:
 - Medida de Sr 89/90 en muestras de suelos y sedimentos.

6.2.5. 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 6.7.

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.

Figura 6.7. Red española de vigilancia radiológica ambiental (REVIRA). Red de estaciones automáticas (REA)



Nota: El CSN, a través de acuerdos específicos en esta materia, tiene acceso a los datos de las estaciones de las redes de las comunidades autónomas de Valencia, Cataluña y el País Vasco

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 2003 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 ha procedido 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. La estación se ha instalado en el Ciemat y en la actualidad se están desarrollando los correspondientes protocolos de explotación y de transmisión de datos al centro de supervisión y control de la REA ubicado en la Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear.

La tabla 6.18 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 2003 fueron característicos del fondo radiológico ambiental e indican la ausencia de riesgo radiológico para la población y el medio ambiente.

6.2.6. 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 par-

Tabla 6.18. Valores medios de tasa de dosis gamma. Año 2003

	Estación	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
1.	Agoncillo (Rioja)	0,13
2.	Almázcara (León)	0,16
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)	0,17
9.	Lugo	0,13
10.	Madrid	0,20
11.	Motril (Granada)	0,11
12.	Murcia	0,13
13.	Palma de Mallorca	0,16
14.	Penhas Douradas (Portugal)	0,27
15.	Pontevedra	0,14
16.	Quintanar de la Orden (Toledo)	0,16
17.	Saelices el Chico (Salamanca)	0,16
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	0,13
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

celas 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 auto-

ridad 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.

En la *Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de Medidas fiscales, administrativas y del orden social*, se incluyó el artículo 130 *Plan de investigación energética y medioambiental en materia de vigilancia radiológica*, que es de aplicación a la zona de Palomares. En este artículo se recoge que en el plazo de seis meses desde la entrada en vigor de la ley, el Gobierno aprobará un plan de investigación energética y medioambiental que llevará a cabo el Ciemat, y que deberá ser previamente informado por el CSN, en los terrenos que se considere sean objeto de especial vigilancia radiológica ambiental. Las actuaciones comprendidas en el plan se declaran de interés general y llevarán implícita la declaración de utilidad pública a los efectos previstos en los artículos 9, 10 y 11 de la *Ley de 16 de diciembre de 1954, de Expropiación forzosa*. Asimismo, estas actuaciones llevarán implícita la declaración de urgencia a los efectos de la ocupación de los bienes afectados a que se refiere el artículo 52 de la *Ley de Expropiación Forzosa*.

6.3. 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 de 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 2003 ha comenzado el desarrollo de estudios piloto en industrias de interés. Estos estudios se están realizando mediante el establecimiento de convenios de colaboración entre el CSN y distintas universidades.

En lo relativo a la protección frente al gas radón en el interior de viviendas, el 5 de febrero de 2003 el CSN aprobó una propuesta de texto a incluir en el *código técnico de la edificación* que está elaborando el Ministerio de Fomento para desarrollar la *Ley de Ordenación de la edificación (L 38/1999 de 5 de noviembre)*. Asimismo, durante este año se han elaborado mapas provinciales de riesgo de radón y unos protocolos de medida de radón en suelos y viviendas.

7. 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 curso 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 actividades 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 Economía en este tipo de situaciones y la información al público.

En cumplimiento de estas misiones se describen las actividades que desarrolló el CSN durante 2003.

7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional

7.1.1. 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 3 de marzo de 1989, previos informes del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado mediante Orden del Ministerio del Interior el 29 de marzo de 1989.

El Plaben constituye la directriz básica para la 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 definidos por el CSN para la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares.

El alcance del Plaben es la planificación de actuaciones en caso de emergencia producida por un accidente nuclear en sus dos primeras fases: inicial e intermedia. Aunque el Plaben también incluye algunas medidas de protección típicas de la fase de recuperación, como el traslado de las personas, el desarrollo de esta tercera fase no está incluido en el

Plaben, que remite a un desarrollo posterior teniendo en cuenta las guías que a tal efecto define el CSN.

El Plaben, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en dos niveles distintos y complementarios para la respuesta a las situaciones de emergencia:

- Nivel del entorno de las centrales nucleares que hipotéticamente puedan sufrir un incidente o accidente, constituido a su vez por:
 - Planes provinciales de emergencia nuclear (PPE).
 - Planes interiores de emergencia (PEI) de las instalaciones nucleares.
 - Planes municipales de emergencia.
- Nivel central de respuesta y apoyo, integrado por la Dirección General de Protección Civil (DGPC) 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.

En diciembre de 2003 se ha finalizado en colaboración con la DGPC la propuesta de revisión del Plaben para adaptarlo a la nueva normativa internacional sobre emergencias y para introducir las lecciones aprendidas en su aplicación desde que fue publicado, a través de los planes provinciales de emergencia nuclear. El alcance de esta revisión y los trabajos desarrollados se describen en el apartado 7.1.3 de este informe.

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 Economía 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 *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 participan 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 protección civil ante riesgos radiológicos*, que actualmente se está elaborando.

7.1.2. 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 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, 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.

En los apartados que siguen se describen las actuaciones del CSN en estos ámbitos.

7.1.3. Actividades realizadas por el CSN y la Dirección General de Protección Civil

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 actualmente 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 provinciales 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 provinciales de emergencia, así como actividades relacionadas con información a la población sobre emergencias nucleares.
- Planificación conjunta de ejercicios y simulacros.
- Aplicación del 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.

De los puntos anteriores, en las actividades relacionadas con los planes provinciales de emergencia, se continuó la línea de trabajo de colaboración mutua entre la DGPC, 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 2003 continuaron los trabajos sistemáticos de colaboración entre ambos organismos, sobre planificación conjunta de ejercicios y simulacros, formación de actuantes e información a la población.

Como temas específicos, en relación con los trabajos de revisión del Plaben, como una de las actuaciones necesarias para la transposición de la *Directiva 96/29/Euratom de la UE*, durante el año

2003, se finalizó la revisión de la propuesta que fue aprobada por la Comisión Nacional de Protección Civil con fecha 16 de diciembre de 2003, siendo las previsiones de aprobación del Plaben en el año 2004.

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 DGPC.

En este sentido, 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 y la ampliación de contenidos en su página de internet <http://www.csn.es>.

En paralelo, el CSN participó, a través de los jefes de los grupos radiológicos de los planes provinciales de emergencia nuclear en las sesiones de información a la población y formación de actuantes, programadas por las unidades provinciales de Protección Civil. Asimismo se inició una colaboración con el Ministerio de Sanidad y Consumo sobre información sanitaria a la población que podría verse afectada por emergencias nucleares o radiológicas.

7.1.4. Desarrollo de simulacros. Dotación de medios, capacitación y entrenamiento de actuantes

El Consejo de Seguridad Nuclear participó en los ejercicios y simulacros de los planes provinciales de emergencia nuclear que se describen a continuación y en los ejercicios y simulacros de emergencia interiores que se describen en el punto 7.2.3.2, con el objeto de poner en práctica los planes de emergencia tanto exteriores como

interiores, realizando las actividades de respuesta adecuadas para cada caso.

7.1.4.1. Planes provinciales de emergencia

Durante el año 2003 continuaron las actividades del CSN dentro de los planes provinciales de emergencia nuclear, en cumplimiento de sus funciones y con el objetivo de mejorar la operatividad de los planes tanto desde el nivel básico de respuesta como del nivel central o de apoyo.

- El Consejo de Seguridad Nuclear ha participado en diversas jornadas de entrenamiento de actuantes de diferentes planes, a instancia de Protección Civil sobre materias de protección radiológica, habiendo participado en las mismas tanto los jefes de los grupos radiológicos como técnicos de la SEM y coordinadores del servicio de apoyo para respuesta a emergencias, contratado por el CSN.

Con relación a ejercicios y simulacros, durante 2003, la Dirección General de Protección Civil no ha promovido la realización de un simulacro general, y se han realizado los ejercicios siguientes:

- Ejercicios de activación de controles de acceso en la zona de influencia del Plan de emergencia nuclear de Guadalajara Penguá, el 12 de noviembre, que tuvo como objetivo poner a punto los procedimientos del *Grupo radiológico* (GR) correspondientes y su interfase con el grupo logístico.
- Ejercicios de activación de controles de acceso en la zona de influencia de la central nuclear José Cabrera del Penguá, el 12 de noviembre de 2003.

7.1.4.2. 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 2003 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 provinciales de emergencia y para respuesta a emergencias radiológicas.
- Disponer 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 cualquier 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, se han dotado de equipos de medida de radiación, contaminación superficial y dosimetría personal a los cuatro centros nuevos: Córdoba, Granada, Santander y Santiago de Compostela, 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 DGPC, 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, hasta la adjudicación, se realizaron tareas puntuales para evitar deterioros importantes del equipamiento, como fueron reparaciones de algunos equipos, sustitución de baterías y otras.

En esta línea se avanzó también en la elaboración de una propuesta para adquisición de dosímetros de lectura directa automáticos para sustituir los actuales estilodosímetros asignados a estos planes y se adquirió una cantidad limitada de alfombras descontaminantes y mantas absorbentes para sustitución del plastificado en estaciones de clasificación y descontaminación, que fueron probadas con éxito durante el simulacro general del Penguá.

El 4 de agosto de 2003 se publicó un concurso para la adquisición de 3.000 dosímetros automá-

ticos de lectura directa y dos lectores calibradores, quedando desierto porque las condiciones económicas de la única oferta presentada superaban el tope de licitación, por lo que se ha elaborado una nueva propuesta que modifica las condiciones económicas, que se encuentra en fase de aprobación.

7.1.4.3. 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. Los técnicos de la Subdirección de *emergencia* han participado en las actividades que les han sido requeridas por diferentes organizaciones y han impartido sesiones de formación en numerosos foros.

Con el objetivo de sistematizar la formación de actuantes y evitar la excesiva dedicación de recursos a actividades docentes en relación con este tema, se ha elaborado una propuesta de contratación de servicios de ingeniería para impartir un programa de formación de actuantes basado en un Plan de formación elaborado por la CE.

7.1.5. 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 η 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 2003, por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, no se registraron anomalías radiológicas medidas por las estaciones de la red.

7.1.6. 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 provinciales 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 revi-

sión 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 protección civil para 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*, que establece 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 provinciales de emergencia nuclear, participación en los programas de información a la población y algunas actuaciones puntuales relacionadas con la adquisición de medios para las dotaciones de los planes provinciales.

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.

7.2. Actuaciones del CSN para casos de emergencias

7.2.1. 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 séptimo de este informe.

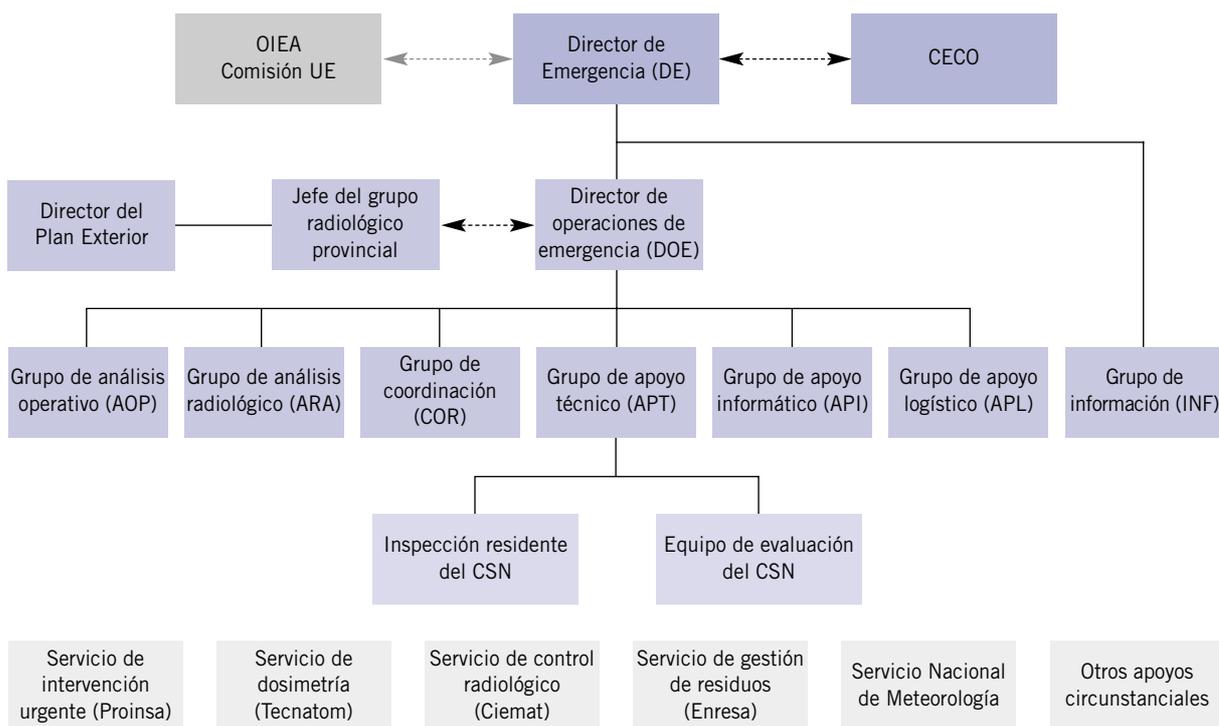
7.2.2. Organización de respuesta a emergencias.

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 7.1).

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.

Figura 7.1. Organigrama de la organización de respuesta a emergencias



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 emer-

gencia, 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 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 reco-

mendaciones 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 Sala, 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 consecuencias 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 provinciales, 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.

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 7.2 y 7.3.

7.2.3. Actividades durante 2003

7.2.3.1. Mantenimiento de la capacidad de respuesta

Durante el año 2003 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.

Durante el primer trimestre del año se ha procedido a la renovación de todo el equipamiento informático de la Salem.

Asimismo se instaló un nuevo terminal para envío de mensajes Ecurie (Codecs). Este sistema, desarrollado y mantenido por el *Centro Conjunto de Investigación de la Comisión Europea* en Ispra (Italia), se ha preparado específicamente para el envío de mensajes de emergencia con formato *ECURIE*

(*European Community Urgent Radiological Information Exchange* - Directiva 87/600 de Euratom).

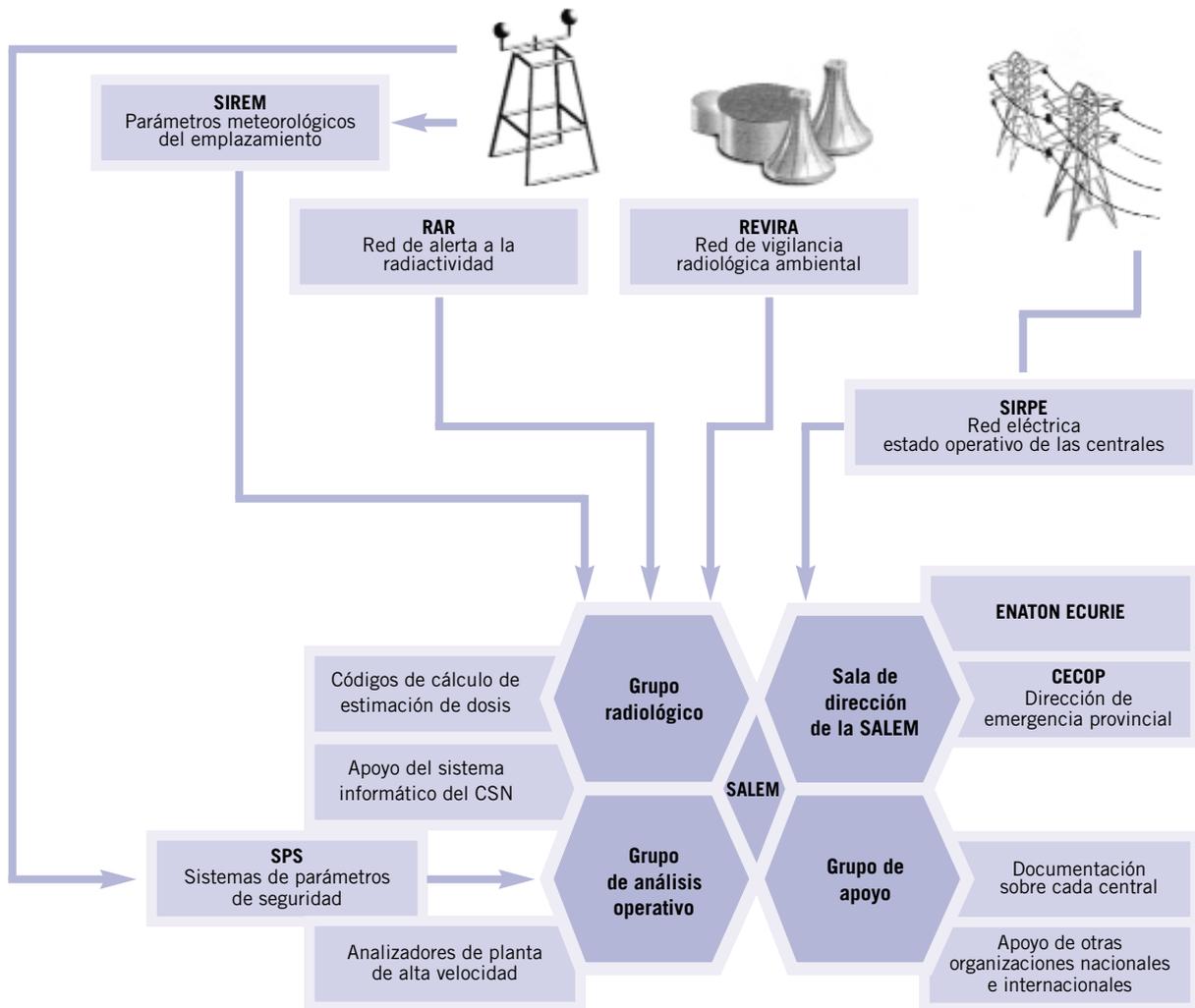
Durante una emergencia nuclear o radiológica, cuando concurren los criterios establecidos para la notificación y el intercambio de información, el CSN, a través de la Salem, debe notificar la situación a la Comisión Europea, manteniéndola informada a intervalos regulares sobre su desarrollo, sobre las medidas de protección aplicadas o en consideración, y sobre los resultados de vigilancia radiológica obtenidos hasta la declaración de fin de emergencia.

Toda la información entre los Estados Miembros y la Comisión se realiza mediante un software específico (Codecs). Los mensajes enviados por Codecs usan un formato especial llamado CIS (*Convention Information Structure*). Este formato permite al mismo tiempo codificar la información y reducir el tamaño de los mensajes reemplazando los textos fijos por un número de línea. La información transmitida está compuesta por números de línea seguidos por datos introducidos por el operador. En el extremo receptor, los números de línea son reemplazados de nuevo por textos fijos para restaurar el documento original.

El Sistema Codecs consta de un PC con acceso básico a RDSI y a una línea de télex conmutada. El Software propiamente dicho o Codecs, es un paquete para Windows NT que permite conjugar el envío de mensajes vía telex con el uso de RDSI e intercambio de mensajería a través de correo electrónico.

En el año 2003, el CSN ha constituido un grupo técnico para revisar los criterios utilizados hasta la fecha para la planificación, organización y control de simulacros de los planes interiores de emergencia de las instalaciones nucleares. El grupo ha finalizado sus análisis y en los primeros meses del 2004 se espera disponer de los nuevos criterios que parcialmente han sido aplicados en la programación y ejecución de simulacros de 2003 que se describen en párrafos posteriores.

Figura 7.2. 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.

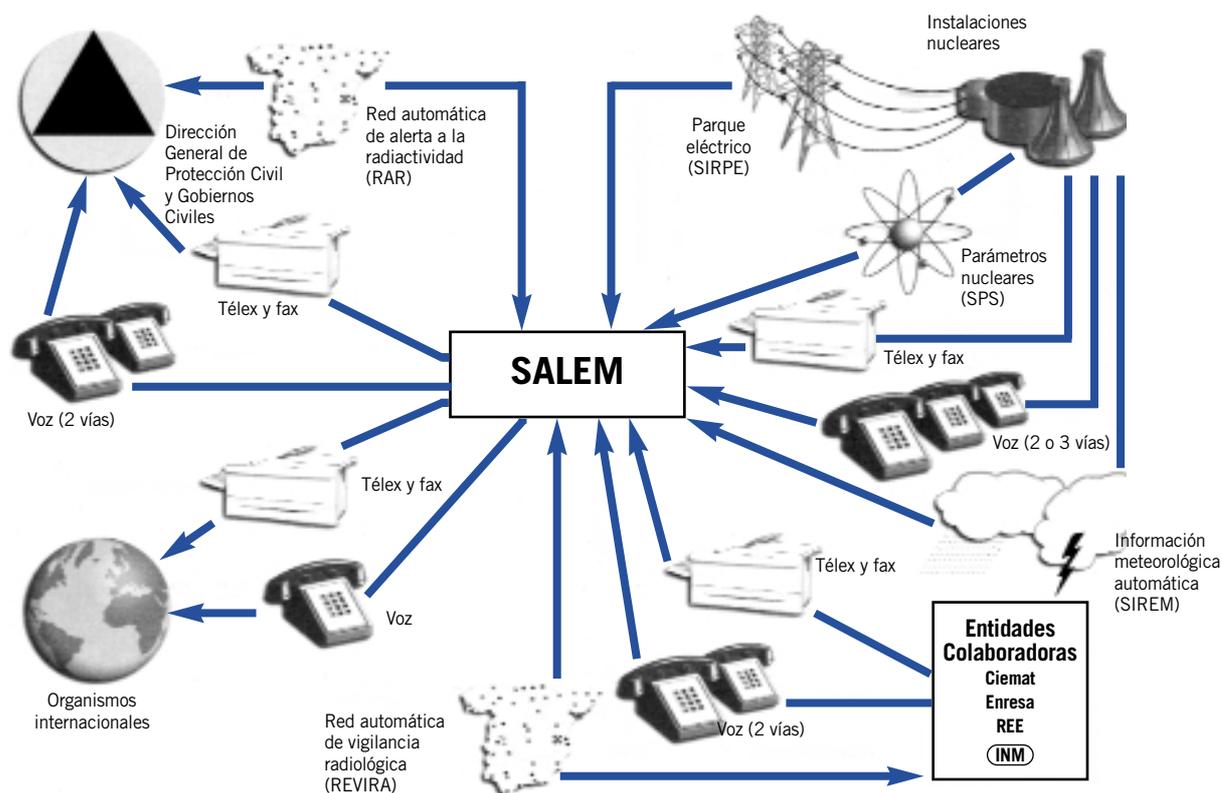
Grupo de apoyo

- 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 7.3. Comunicaciones de la SALEM



7.2.3.2. Ejercicios y simulacros.

Simulacros interiores de emergencia.

En el año 2003 las centrales e instalaciones nucleares realizaron los preceptivos simulacros interiores de emergencia anuales.

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. Todo ello se plantea para que permita utilizar los procedi-

mientos de operación de emergencia de la instalación, POE, los procedimientos de operación anormal, POA, e incluso las Guías de accidentes severos, GAS. Además, en todos los escenarios de los simulacros se simula un 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 2003 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 rápida 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 ambiental en emergencia*, activar el apoyo de las oficinas centrales, notificar al 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 la 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 simulacros de las instalaciones nucleares y radiactivas, durante el año 2003:

Central nuclear de Almaraz

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 25 de septiembre de 2003 y se desarrolló en la unidad I.

El escenario del simulacro comenzó con la central funcionando al 100% de potencia, postulándose un incendio en el edificio de turbina de duración superior a 10 minutos que no afectaba a sistemas de seguridad, declarándose situación de *Prealerta* a consecuencia de este suceso. Posteriormente, se postula una fuga de tubos en el generador de vapor número 2 de 227 litros/hora. La situación simulada de la planta evoluciona controlando el incendio por la brigada contraincendios y una fuga en los tubos del generador de vapor inferior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga, junto con una pérdida de energía eléctrica exterior declarándose por este nuevo suceso la situación de *Alerta de emergencia*. En estas condiciones se arranca y acopla el diesel correctamente, bajando carga a un ritmo 30 MW/minuto, con el transformador T12A fuera de servicio y el T1A2 disparado.

La simulación del suceso evoluciona hacia una rotura de tubos del generador de vapor número 2 con fuga superior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga que junto con la pérdida de energía eléctrica exterior hace reclasificar la situación como de *Emergencia en el emplazamiento*. Se continúa la fuga del primario al secundario agravándose la situación de la planta por pérdida de subenfriamiento del núcleo debido a la apertura de la válvula de alivio del presionador y la imposibilidad de cerrar la válvula de aislamiento del mismo junto con el fallo del sistema de inyección de seguridad. En estas condiciones se declara situación de *Emergencia general*. A continuación se postula la recuperación del sistema de inyección de seguridad y la barra de alimentación de salvaguardias reclasificando la situación a *Emergencia en el emplazamiento* y dando por finalizado el simulacro.

Central nuclear Santa María de Garoña

El día 12 de junio de 2003, tuvo lugar el preceptivo simulacro interior de emergencia de la central nuclear de Santa María de Garoña.

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 la central declaró *Emergencia en el emplazamiento*, motivado por una supuesta rotura de una línea de vapor principal fuera de la contención primaria sin posibilidad de aislamiento, seguida de disparo de reactor. Se supuso que no había emisión de gases al exterior, estando en funcionamiento correcto y disponible todos los sistemas de tratamiento de gases de la contención; el escenario supuso posteriormente la declaración de *Emergencia general* por suceso iniciador 4.5.1 del PEI (criterio del director de emergencia) ante la posibilidad de producirse una pérdida de refrigerante con comportamiento inadecuado de la contención; a continuación se simuló una pérdida de dos barreras de contención de productos de fisión con posible pérdida de la tercera, manteniéndose la declaración de *Emergencia general*.

Se consiguió después el cierre de la válvula AV 203 1C con el consiguiente aislamiento de la línea de vapor principal rota, con lo que se reclasificó la situación a *Alerta de emergencia* por niveles anormales de radiación en áreas de la central, así como por indicación de daños al combustible y por último se definió la estrategia de recuperación de la central declarándose el fin de simulacro.

Central nuclear José Cabrera

El día 8 de mayo de 2003, tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia interior correspondiente a la central nuclear José Cabrera.

Se comenzó el simulacro declarando *Alerta de emergencia* por la detección de fugas en el sistema de refrigerante primario (RCS) superior al caudal

aportado por una bomba de carga; a continuación se postuló *Emergencia en el emplazamiento*, por accidente de pérdida de refrigerante superior a la capacidad de aportación de las bombas de carga, provocando la actuación de inyección de seguridad.

El simulacro evolucionó con una solicitud al CSN por parte del director de emergencia de la central, acerca de la definición y autorización de un nivel de intervención para la realización de una acción con el propósito de recuperar una segunda bomba de inyección de seguridad. Dicha acción suponía una duración de unos 45 minutos y una carga radiológica para el personal de intervención con un tasa de dosis estimada de 80 mSv/h; el CSN notificó los criterios radiológicos a los que se debía ajustar dicha intervención; la intervención se llevó a cabo, resultando un operario con una tasa de dosis por irradiación externa de 60 mSv. Se postuló además la detección de un incendio que afectaba a una bomba de condensado; el escenario evolucionó con la extinción del incendio y la estabilización de la planta con la entrada del sistema de evacuación de calor residual dándose a continuación por finalizado el simulacro.

Durante el simulacro se mantuvieron comunicaciones constantes y recíprocas entre la Salem, el centro de apoyo técnico de la central y el centro de coordinación de operaciones del Pengua. Se procedió a la activación del retén de emergencias del CSN y a los apoyos externos del Organismo para la actuación en campo de acuerdo con las prácticas y procedimientos establecidos.

Central nuclear de Cofrentes

El día 27 de noviembre de 2003, se efectuó el simulacro anual correspondiente a la central nuclear de Cofrentes.

El escenario comenzó con la central a potencia, declarándose *Alerta de emergencia* por la detección de una alta actividad en la muestra del agua del sistema de refrigeración del reactor, como indicación

de daños importantes en el combustible del reactor. A continuación se produjo el disparo del reactor con fallo del sistema de disparo del mismo, lo que llevó a la central a declarar *Emergencia en el emplazamiento* por suceso iniciador del Plan de emergencia interior PEI 3.1.3 que supone un transitorio que requiere la actuación de sistemas de parada con fallo del sistema de disparo del reactor.

Se continuó con el desarrollo del simulacro postulando un fallo de una de las válvulas de aislamiento de la línea de vapor principal, lo cual llevó a declarar a la central *Emergencia general*, debido a la detección de emisiones que pudieran dar lugar a una tasa de dosis en la zona bajo control del explotador superior a 10 mSv/hora; ante esta situación se procedió al comienzo de la evacuación del personal no esencial para la emergencia.

La planta se encontraba en proceso de parada, dándose las condiciones para la entrada en la guía de accidentes severos, debido a la imposibilidad de la despresurización de la vasija, por lo que se prepararon las acciones para inundar la contención, siguiendo la aplicación de la guía número 2 de accidentes severos; en estas condiciones se sigue manteniendo la situación de *Emergencia general*. Se postula una degradación del núcleo de forma que quedan al descubierto las dos terceras partes del mismo, con previsión de posible fusión del núcleo. El escenario evoluciona suponiendo una recuperación del sistema de despresurización de la vasija (ADS) mediante la recuperación de las lógicas del funcionamiento de dicho sistema, lo que supone la apertura de las siete válvulas de alivio y seguridad y la consiguiente recuperación del nivel de la vasija; se consigue además la inserción de las barras de control y el arranque del sistema de aspersión del núcleo a baja presión (LPCS), así como el aislamiento de la línea de vapor que fugaba. En estas condiciones desaparecen los sucesos que daban lugar a la declaración de *Emergencia general* reclassificándose a *Emergencia en el emplazamiento*, al ser las tasas de dosis en la zona

bajo control del explotador superiores a los límites especificados, dándose por finalizado el simulacro.

Central nuclear Vandellós II

El simulacro de emergencia interior se desarrolló el día 24 de abril de 2003.

El escenario contempló como suceso iniciador un incendio confirmado de duración superior a 10 minutos, afectando a un tanque exterior de gasoil para los generadores diesel, declarándose situación de *Prealerta de emergencia*. Posteriormente, se simuló el disparo de la turbina debido a las alteraciones de la red eléctrica de 400 kV, con pérdida de energía eléctrica exterior y fallo de disparo del reactor ante señal de Scram, parada automática, declarándose situación de *Emergencia en el emplazamiento*. El arranque del generador diesel se produjo correctamente.

Se simuló la inserción manual de barras de control junto con un accidente de pérdida de refrigerante primario, superior a la aportación de una bomba de carga por fallo en abierto de una válvula de alivio del presionador, así como la pérdida de una bomba de carga.

A continuación se simularon las acciones a llevar a cabo para cerrar la válvula de alivio del presionador, la recuperación de la bomba de carga, así como el suministro de la alimentación eléctrica exterior, dando por finalizado el simulacro.

Durante la realización del simulacro se activó la organización básica de respuesta a emergencias del CSN, con activación parcial del retén de emergencias y se alertó a los servicios externos de apoyo del CSN en situación de emergencia.

Central nuclear Vandellós I

El día 28 noviembre de 2003 se realizó el simulacro anual de emergencia correspondiente a la central nuclear Vandellós I (en desmantelamiento).

Como suceso iniciador se supuso un incendio en la sala eléctrica del edificio de vigilancia y servicios que afectó al sistema de cables de distribución de 380 V y al panel de reagrupamiento de señales de la latencia. Como consecuencia de una sobreintensidad en la línea de 380 V se declaró un incendio, activándose el Plan de Emergencia en situación de prealerta.

Central nuclear de Ascó

El día 16 de octubre de 2003, se realizó el simulacro anual de la central nuclear de Ascó, correspondiendo este año a la unidad II.

El escenario del simulacro supuso que la planta se encontraba al 100% de potencia cuando se produjo una pérdida total de energía eléctrica exterior declarándose situación de *Prealerta de emergencia*.

Se simuló a continuación una fuga en los tubos de los generadores de vapor inferior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga, que junto con la pérdida de suministro de energía eléctrica exterior, obligó a declarar *Alerta de emergencia*.

Se consideró el arranque y el acoplamiento del generador diesel de forma correcta; tras el disparo automático del reactor, se postuló una rotura de tubos del generador de vapor con un caudal superior al de una bomba de carga, lo que implicó la declaración de *Emergencia en el emplazamiento*. Se simuló el arranque del sistema de inyección de seguridad y el aislamiento de los generadores de vapor B y C donde se encontraban las fugas, aislamiento que no se pudo conseguir por el fallo en abierto de las válvulas de aislamiento de dichos generadores de vapor B y C. El suceso evolucionó logrando el aislamiento de los generadores de vapor y la disminución de la fuga por igualación de presiones de primario y secundario, reclasificándose la situación a *Alerta de emergencia* por fuga de tubos inferior al caudal de diseño para opera-

ción normal de una bomba de carga, con pérdida de suministro eléctrico exterior.

La evolución del simulacro continuó simulando un incendio de duración superior a 10 minutos en el transformador auxiliar de arranque número 2 que afectaba a sistemas de seguridad, lo que provocó la activación de la brigada contraincendios y la reclasificación a *Emergencia en el emplazamiento* debido a este suceso. La extinción postulada del incendio hace la reclasificación de nuevo de la situación a *Alerta de emergencia* por la fuga de tubos indicada anteriormente.

El escenario del simulacro concluyó con la recuperación del sistema de alimentación eléctrica y la refrigeración del circuito primario a través del generador de vapor A, el cual tenía una válvula atascada abierta; se siguieron las acciones necesarias para ir a las condiciones de operación del sistema de evacuación de calor residual y conseguir la operatividad de la válvula de alivio. En estas condiciones se reclasificó la situación a *Prealerta*. Por último se dio por finalizado el simulacro una vez que se consiguió recuperar la operabilidad de la válvula de alivio.

Central nuclear de Trillo

El simulacro anual de emergencia se realizó el día 10 de diciembre de 2003.

El inicio del simulacro comenzó con la declaración de *Alerta de emergencia* a consecuencia de un suceso postulado de fugas del sistema de refrigeración del reactor, superiores al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga. Posteriormente se supuso un empeoramiento de la situación de la planta por aumento de la fuga del sistema de refrigeración del reactor superior a la capacidad de aportación de las bombas de carga y que provoca la actuación del sistema de inyección de seguridad, lo cual llevó a reclasificar la situación de la planta como de *Emergencia en el emplazamiento*.

El fallo del sistema de alimentación eléctrica exterior, hace que el sistema de inyección de seguridad se alimente por dos de los cuatro generadores diesel de salvaguardia. De los otros dos generadores diesel uno se supuso inoperable por estar en mantenimiento y el otro falló en el arranque. Se supuso a continuación un empeoramiento de la situación de la planta debido al fallo de una de las válvulas del sistema de inyección de seguridad de baja presión sin que fuera posible su alineamiento en modo de recirculación por el bajo nivel existente en el sumidero. Ante esta situación se reclasifica el suceso a *Emergencia general* lo que dio lugar a la aplicación del manual de accidentes severos. Se supone una recuperación del nivel del sumidero lo que permite la actuación del sistema de inyección de seguridad en modo recirculación con lo que se reclasifica la situación a *Emergencia en el emplazamiento*. Al mismo tiempo se consiguió recuperar el suministro de energía eléctrica exterior, el generador diesel que había fallado y la válvula de inyección de seguridad, con lo que se dio por finalizado el simulacro.

El simulacro supuso también la existencia de un herido con contaminación interna que debía ser tratado por el servicio médico, así como los preparativos para su traslado al hospital Gregorio Marañón.

Instalación nuclear El Cabril

El día 27 de marzo de 2003 tuvo lugar el simulacro anual correspondiente a la instalación del El Cabril. El escenario del simulacro tuvo como suceso iniciador un incendio entre las dos plataformas de la instalación, dando lugar a la declaración de *Emergencia en el emplazamiento* (categoría III). A consecuencia de dicho suceso se postuló un fallo del suministro de energía eléctrica exterior, con pérdida total de energía eléctrica en la instalación por fallo del generador diesel.

Se postularon daños en una serie de bultos, lo que supuso la intervención del servicio de protección

radiológica y además se definió un plan de recuperación de la planta.

Instalación nuclear de Juzbado

El simulacro anual de emergencia en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado se realizó el día 29 de mayo de 2003.

Se simuló una fuga de hidrógeno a la salida de uno de los tanques del *Parque de gases* que dio lugar a un incendio, declarándose categoría I (*Alerta de emergencia*).

El incendio fue controlado por los bomberos y la fuga de hidrógeno se eliminó cerrando la válvula de salida de hidrógeno, situada en la parte anterior de la brida de salida por donde se produjo la fuga. Durante el simulacro se supuso un herido con quemaduras en los brazos y dos posibles contaminados que fueron atendidos por el servicio médico. Al personal contaminado se le han tomado muestras de orina y posterior muestra de heces.

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 recíprocas con la Salem y las respectivas centrales nucleares; con estos centros se realizaron ejercicios parciales en conjunción con dichos simulacros.

El CSN evaluó la realización de estos simulacros realizando las correspondientes actas y no detectó deficiencias significativas en la capacidad de respuesta de los titulares de dichas instalaciones.

7.2.3.3. 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 2003 el

CSN participó en tres ejercicios internacionales Ecurie de nivel I, que sirvieron para evaluar las comunicaciones de los países que pudieran verse afectados por un hipotético accidente.

7.2.3.4. Incidencias.

Durante el año 2003 la Sala de emergencias (Salem) del CSN se activó en dos ocasiones.

La primera de ellas se produjo el día 22 de enero de 2003 como consecuencia de la declaración de un incendio en una factoría de plásticos de la Compañía Valenciana del Extensible, con la pérdida de hermeticidad y destrucción de una fuente gaseosa de 200 mCi de Kriptón 85. El suceso no tuvo consecuencias radiológicas ni para la población ni para los trabajadores.

La segunda de ellas tuvo lugar el día 15 de marzo de 2003 la central nuclear José Cabrera notificó a la Salem haber recibido un aviso de bomba. Inmediatamente se declaró la situación de *Prealerta de Emergencia por amenaza contrastada a la seguridad física o intento de intrusión o sabotaje que pueda hacer peligrar la integridad del sistema de seguridad física*. La central se mantuvo en esa situación mientras se realizaban las comprobaciones oportunas. Al terminar las rondas de vigilancia y verificar que se trataba de una falsa alarma, la central volvió a declarar modo normal de operación a las 09:55 horas. A las 8:07 horas y mientras duró la situación de *Prealerta de emergencia*, la sala de emergencias se activó en modo 1 de acuerdo con lo previsto en el Plan de actuación del CSN ante situaciones de emergencia radiológica.

Por otra parte, durante el año 2003 se gestionaron por la subdirección correspondiente del 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 (UTPR) debidamente autorizada para ello y, en su caso, inmovilización y retirada del material encontrado por parte de Enresa. Entre otros incidentes, cabe citar los siguientes:

- El 7 de agosto de 2003, se recibió en la Salem una notificación de Proinsa comunicando la detección, en la empresa Nervacero, S.A. del Valle de Trápaga (Vizcaya), de una pieza metálica de 14 cm x 1 cm que en contacto dio una tasa de dosis de 1,2 Sv/h. Esta pieza se encontraba en una partida de chatarra procedente de Asturias.

La partida fue aislada y blindada en una zona vigilada de la instalación, siendo posteriormente Enresa quien se hizo cargo de su retirada.

- El 11 de agosto de 2003, se recibió en la Salem una comunicación de la empresa de chatarra Daniel González Riestra, S.L., de San Andrés, Gijón (Asturias), comunicando la detección de chatarra contaminada en un camión que salía de sus instalaciones. La empresa contactó con una UTPR (Proinsa), quien informó a su vez de la existencia de entre 150 y 200 toneladas de chatarra triturada con niveles de radiación entre 50 y 400 $\mu\text{Sv/h}$. Además detectaron niveles de radiación superiores al fondo natural en otras zonas y equipos de la instalación.

Controles radiológicos realizados por la inspección del CSN indicaron la presencia de radiactividad en varios montones de chatarra, en parte de la propia fragmentadora y debajo de las cintas transportadoras. El resto de las instalaciones de la empresa recuperadora de metales fue verificada en su totalidad, incluidas las oficinas y vestuarios, sin encontrarse rastros de contaminación. Esta situación llevó a la instalación a adoptar una serie de medidas preventivas verificadas por el CSN destinadas a acotar y evitar la dispersión de los materiales contaminados.

- El 15 de septiembre de 2003, se recibió en la Salem notificación de la empresa Acería Compacta de Bizkaia S.A., situada en Sestao, comunicando la detección de un camión cargado con polvo de acería contaminado de radiactividad.

Los controles radiológicos realizados por la inspección del CSN indicaron la presencia de radiactividad en uno de los silos de almacenamiento de polvo de humo, en la línea de extracción que conduce a dicho silo, y en el camión que salía de la acería. Esta situación llevó a la instalación a adoptar una serie de medidas preventivas verificadas por el CSN destinadas a acotar y evitar la dispersión de los materiales contaminados.

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 aeropuerto de Madrid-Barajas. En todos los casos el CSN envió 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:

- El día 7 de enero de 2003 se recibió informe de Eurocontrol notificando un incidente con una fuente de Iridio-192. Durante 1 hora 30 minutos, la citada fuente, con una actividad de 14,6 curios, estuvo por descuido fuera de su alojamiento mientras se manipulaba en actividades relacionadas con obras que se están realizando en el puerto de Bilbao. El incidente supuso dosis a un administrativo no profesionalmente expuesto y a los operadores que rea- lojaron la fuente, que fueron comunicadas posteriormente a la subdirección correspondiente del CSN.
- El día 25 de febrero de 2003, se recibió llamada desde Bioquímica Médica de Sevilla, notificando incidente radiológico con un trabajador, que se cortó en un dedo estando manipulando una bolsa de residuos sólidos radiactivos. El incidente no tuvo ninguna consecuencia radiológica. El suceso ocurrió el día 20 de febrero.
- El día 14 de marzo de 2003, se recibió notificación de la IRA 1038/B2002 (Papelería del Besós) comunicando una leve explosión que provocó un derrumbe del techo de la nave, sin que éste llegase a afectar a la fuente radiactiva, ni al *travelling* donde estaba situado ésta. En las inmediaciones de la fuente radiactiva se efectuó una medición de tasa de dosis, dando ésta un valor aproximado de 2 mSv/hora.
- El día 14 de marzo de 2003, se envió un fax desde la Salem a todas las instalaciones radiactivas, a fin de que extremaran las medidas de seguridad respecto del material radiactivo, debido a la situación prebélica en Irak.
- El día 20 de marzo de 2003, se contactó desde la Salem con todas las centrales para que incrementaran las medidas de seguridad física debido a la crisis provocada por el inicio de la guerra contra Irak.
- El día 18 de abril de 2003 la central nuclear de Trillo informó de una fuga de refrigerante primario no identificada dentro del edificio de contención. Tras bajar carga para reducir la fuga y obtener las condiciones radiológicas necesarias para entrar en el cubículo, se procede a la identificación y reparación de la misma.
- El día 27 de abril de 2003, la central nuclear de Ascó notificó a la Salem la identificación de una fuga de vapor en una rama del circuito secun-

dario, entre el recalentador/separador de humedad y el calentador de alta presión, dentro del edificio de turbina. La central desacopló el reactor número 2 para aislar la fuga de vapor, manteniendo crítico el reactor; una vez reparado el tramo de tubería afectado, se volvió a acoplar a la red eléctrica el mismo día.

- El 10 de julio de 2003, la Salem fue informada por el Ayuntamiento de San Fernando de Henares del hallazgo de una caja con una etiqueta de material radiactivo en la empresa de reciclaje de embalajes Luis Raso de esa localidad. El CSN envió a dos técnicos de la subdirección de emergencias y a dos técnicos de Proinsa, que analizaron la caja y realizaron las mediciones correspondientes, comprobando que se trataba de dos contenedores de blindaje no deteriorados que contenían unas fuentes de Kriptón 85. Inmediatamente se puso en conocimiento de Enresa, quien se encargó de la retirada de dichas fuentes.
- El 3 de noviembre de 2003, se recibió notificación de la empresa Payma Cotas comunicando el robo de tres equipos Troxler de la instalación IRA 686, ubicada en Castellet de Vila-Seca (Barcelona). Cada equipo estaba dotado de una fuente de Cs-137 de 8 mCi de actividad y otra de Am-241 de 40 mCi. Los equipos aparecieron el día 6 de este mismo mes, en buen estado.
- El 29 de noviembre de 2003, se notificó, desde la Subdelegación de Gobierno de Tarragona, el robo de varios equipos contadores Geiger en Cambrils. El día 30 aparecieron todos los equipos en perfectas condiciones.
- El día 5 de diciembre de 2003, se recibió notificación de la empresa *Schering*, comunicando que el día 3 se facturó en Barajas un bulto radiactivo con destino a Santiago de Compostela. El bulto, que no llegó a su destino, estaba compuesto de Ytrio – 90, de 1,5 GBq, y un

equipo medidor de densidad y humedad del suelo. El bulto apareció el mismo día en Barajas.

- El día 10 de diciembre de 2003 se notificó, desde la Delegación de Gobierno de Valencia, el atropello por una carretilla, de un bulto con material radiactivo. El incidente sucedió en el aeropuerto de Manises (Valencia). El bulto contenía cuatro viales con 661 MBq de I-123, cada uno. El inspector acreditado por el CSN en la Generalitat de Valencia, se desplazó al lugar del incidente comprobando que las dosis radiactivas estaban dentro de los valores normales, y que sólo había deterioro del embalaje externo del bulto y un ligero abollamiento del plomo, que impedía su apertura.

7.3. 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 afrontar las emergencias que pudieran acontecer en dicha zona. Consecuentemente, en el plan se especifican las medidas previstas por el titular y la asignación de sus responsabilidades para hacer frente a las distintas condiciones de accidente o emergencia tipificadas en él; con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar, de forma inmediata, 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 que se precisen.

Los contenidos del plan de emergencia interior y del plan de emergencia exterior, atendiendo a la interfase descrita en el vigente Plan básico de emergencia nuclear (Plaben), están correlacionados entre sí; principalmente 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 sala de emergencias (Salem) del CSN de los sucesos iniciadores que motivan la declaración de una emergencia.

Durante el año 2003, 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, José Cabrera, Cofrentes, Almaraz y Ascó; así como de las instalaciones nucleares de Juzbado y del Ciemat.

Dichas propuestas de revisión del plan de emergencia interior de las centrales nucleares, atendían a la adecuación de la tipificación de determinados sucesos iniciadores de emergencia descritos en dichos planes; así como a la incorporación en los mismos de los niveles de exposición ocupacional o de intervención en emergencia (que fueron aprobados por el CSN en el año 2000 como parte de los criterios radiológicos a incluir en la revisión del Plaben), considerando los distintos tipos de actividades, de carácter urgente o de recuperación, que deben realizar los trabajadores de las instalaciones en caso de emergencia.

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 emergencias, 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, con la necesaria distribución temporal para su ejecución.

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), en el centro de almacenamiento de El Cabril (Córdoba) y en la central nuclear Vandellós I que se encuentra en fase de desmantelamiento (descritos en el apartado 7.2.3.2 Ejercicios y Simulacros, de este informe), y en todos ellos se activó la organización de respuesta a emergencia del CSN y, en el caso de centrales nucleares, el centro de coordinación operativa (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 han realizado propuestas en relación con la implantación de los nuevos criterios de mejora relativos a los objetivos y alcance de los simulacros de emergencia que se desarrollarán en las distintas centrales nucleares durante el 2004; así como sobre el seguimiento y evaluación de la realización de los mismos.

7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares

El Real Decreto 158/1995 establece que los titulares de las actividades de almacenamiento, procesamiento 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 2003 se realizaron inspecciones a todas las centrales e instalaciones nucleares, junto con Inspectores 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 con el fin de verificar el estado de implantación del modelo de seguridad integrada.

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.

En general, las mejoras realizadas sobre la materia en las centrales nucleares se ajustan a los requisitos del modelo de seguridad integrada.

Este proceso ha sido la base de la elaboración del preceptivo informe que la Dirección General de la Energía del Ministerio de Economía solicita al CSN para la concesión de la prórroga de autorización previamente mencionada y que finalizaba en diciembre de 2003.

No obstante, las desviaciones detectadas han supuesto la elaboración de los correspondientes informes en los que se establecen las acciones correctoras pertinentes.

Tras los sucesos acaecidos el 11 de septiembre de 2001, además de las actividades derivadas del Real Decreto citado, el CSN mantuvo el requerimiento a las instalaciones nucleares de refuerzo de las medidas de protección física y se ha constituido la Comisión de coordinación formada por representantes de la Secretaría de Estado de Seguridad (SES), el Ministerio de Economía (Mineco), responsables en la materia del sector eléctrico y CSN con objeto de incrementar el nivel de seguridad física de dichas instalaciones, de las actividades y materiales nucleares y radiológicos, en general, a un nivel superior al requerido por la normativa vigente, así como a promover la adaptación de esta normativa a la situación actual.

Esta Comisión ha realizado una ronda de visitas a las centrales nucleares con objeto de que los responsables en la materia informaran del nivel de protección de que disponía cada instalación en relación a la nueva situación de riesgo.

La Unidad Especial de Intervención de la Guardia Civil, en el marco de las actividades de la citada Comisión, ha iniciado acciones encaminadas a ela-

borar planes de actuación en las centrales nucleares sobre temas de su competencia.

Con el fin de hacer extensiva la aplicación del modelo a las instalaciones nucleares (Juzbado, Ciemat y Cabril) se han venido desarrollando a lo largo del año sucesivas reuniones con representantes de éstas con el fin de establecer las bases del Modelo de acuerdo a los niveles de riesgo específicos de estas instalaciones.

Está en proceso de elaboración el documento de criterios de protección física, que recoge las especificaciones de los sistemas que las centrales nucleares han instalado o están en proceso de instalación y de las organizaciones de seguridad que se están redefiniendo.

En colaboración con representantes del sector eléctrico se elaboró un *Plan genérico de seguridad física*,

que establece el contenido mínimo aceptable de los *Planes de seguridad física* y al que, una vez sea aprobado por el CSN deberán ajustarse la totalidad de los planes de seguridad física de las instalaciones nucleares.

En paralelo se han mantenido numerosas reuniones entre representantes de la Secretaría de Estado de Seguridad (SES) del Ministerio de Interior, representantes de la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía (Mineco) y el CSN, con participación de responsables de protección física del sector eléctrico, para tratar de firmar un acuerdo que fije las líneas de trabajo necesarias para alcanzar un nivel de protección física de instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiológicos proporcionado al nivel de riesgo y formalizar los grupos de trabajo definidos por la Comisión, para el desarrollo de las mismas.

8. Planes de investigación

La Ley 15/1980 de 22 de abril, atribuye al Consejo de Seguridad Nuclear en el artículo 2, la misión de establecer y efectuar el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

El cumplimiento de esta misión se concretó, durante 2003, en 40 proyectos y la gestión de un presupuesto propio de 3.104.000 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.

Los proyectos de investigación desarrollados tienen por objetivo 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 2003*.

En los apartados que siguen se hace una síntesis de los 30 proyectos en curso al terminar el año, describiendo los beneficios de los otros 10 ya finalizados, así como del plan de investigación y sus circunstancias.

Se prevé una publicación en el BOE a principios del año 2004 de las bases reguladoras de concesión de ayudas para la realización de proyectos I+D, relacionados con seguridad nuclear y protección radiológica y la resolución de su convocatoria.

8.1. 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 incidan 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 primer *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-Enusa*, 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 ciento cincuenta millones anuales para cada una.

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.

Por último, 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 art. 2º de su Ley de Creación, el CSN:

- a) Dedicó 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 3.104.000 euros a este cometido en 2003.
- 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) Creó 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 OCDE 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.

8.2. Programa de investigación en seguridad nuclear

8.2.1. 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, termohidráulica y neutrónica, accidentes severos, análisis del riesgo/fiabilidad y factores humanos, integridad 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 fin de los proyectos sobre termohidráulica 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 optimación 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.

Los proyectos sobre análisis de riesgos, fiabilidad y factores humanos tienen como fin la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para APS y evaluación de factores humanos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, herramientas 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 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 téc-

nica 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.

8.2.2. Proyectos en curso de realización

Los 20 proyectos en curso a 31 de diciembre de 2003, con sus características particulares, se relacionan en la tabla 8.1.

8.2.3. Proyectos en seguridad nuclear finalizados en el año 2003. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la seguridad

8.2.3.1. Determinación de fallas de Primer Orden mediante el Análisis Integrado de Datos Geológicos

El objetivo principal del PRIOR ha sido cartografiar a escala regional las fallas susceptibles de producir sismos importantes que puedan afectar a instalaciones nucleares obteniendo como resultado un Mapa de Fallas de Primer Orden de la Península Ibérica, que son las que afectan a toda la corteza superior (E= 1:1.000.000).

Para la realización de este proyecto se han utilizado y analizado una información de base muy amplia como:

- Topografía: mapas de pendientes, utilizando la Base ETOPO30.
- Gravimetría: elaborando un nuevo mapa de anomalías de Bouguer e isostáticas residuales.
- Anomalías magnéticas: a partir de un vuelo aeromagnético de Enresa.
- Mapa de la profundidad del moho y análisis de los perfiles sísmicos profundos disponibles.

- Principales discontinuidades hercínicas, previas a la deformación cenozoica.
- Análisis de las medidas directas de desplazamientos, disponibles.
- Análisis de las tasas de levantamiento-denudación, a partir del análisis de huellas de fisión en apatitos.
- Análisis de la geometría de relleno de las Cuencas Cenozoicas.
- Análisis de la asimetría de las cuencas hidrográficas (E: 1:200.000).
- Análisis de la migración de terrazas en sistemas fluviales cuaternarios.
- Análisis de los pliegues litosféricos y corticales. Modelos de elementos finitos con tasas de erosión y sedimentación.
- Análisis Reológico de las distintas unidades del Bloque Ibérico.
- Recopilación de los datos Paleosísmicos disponibles.
- Análisis Fractal de la distribución de epicentros de terremotos.
- Cartografía de Fallas de Segundo Orden.

Toda esta información fue procesada integrándose los datos geológicos y geofísicos con el fin de determinar las fallas de primer orden.

Básicamente de los estudios realizados en este proyecto se ha llegado, entre otras, a las siguientes conclusiones:

- La Península Ibérica se encuentra situada en una zona de convergencia lenta, de 2 a 4 mm/año, entre Eurasia y África y una parte importante de este

acortamiento se amortigua en el interior peninsular. El primer proceso se sitúa primero al norte, entre el inicio del Terciario y el final del Oligoceno y el segundo se sitúa al sur, desde el inicio del Mioceno hasta la actualidad. Los esfuerzos tectónicos originados en estos dos procesos, junto con el empuje de la dorsal centroatlántica, han quedado registrados como las deformaciones cenozoicas que han dado lugar a la distribución de Cuencas y Cadenas del Antepaís Ibérico.

- El último periodo de incremento de la actividad de la deformación, y por tanto de la sísmica, comienza en el Mioceno Superior (-11.2 m.a -5.3 m.a), coincidiendo con un cambio en la orientación de convergencia Eurasia-África (-9.2 m.a) y no hay evidencias de que haya disminuido en el Cuaternario. Durante este periodo la distribución de la deformación es homogénea en toda la Península.
- Si se consideran individualmente, periodos temporales más cortos de cientos de miles de años, la actividad sísmica no está distribuida homogéneamente, lo que también sirve para el periodo instrumental.
- Las fallas peninsulares más peligrosas, desde el punto de vista sísmico, son las de mayor recorrido y que, por lo tanto, atraviesan buena parte de la corteza superior.
- El proceso sísmico de fracturación natural es un sistema dinámico autoorganizado en estado crítico, que construye un objeto, las fallas. Dada la baja predictibilidad de este tipo de sistemas dinámicos y el corto periodo de registro instrumental, conviene centrar los estudios de peligrosidad sísmica en el análisis de la geometría y en la localización de las fallas activas en los últimos 5 m.a.

Como en el proyecto Sigma, la ejecución del proyecto Príor corrió a cargo de: la UCM (Departamento de Geodinámica y Departamento de Petrología de la

Facultad de Ciencias Geológicas de Madrid), UAM (Departamento de Química Analítica y Geología), la ETSI de Minas de la UPM (Departamento de Matemática Aplicada y métodos informáticos) y la colaboración del Departamento de Ciencias de la Tierra de la Universidad Libre de Amsterdam (AMS) y para su realización se firmaron dos acuerdos específicos: uno entre el CSN-IGN, mediante el cual el IGN cedía al CSN la información necesaria para la realización del proyecto y otro entre el CSN-Enresa-UCM para la ejecución

material del proyecto Príor. Cabe reseñar que este proyecto ha formado parte de una estrategia de investigación destinada a aunar los esfuerzos y la experiencia de las entidades citadas, con el fin de profundizar en el conocimiento de los temas descritos y consolidar los grupos de trabajo que los desarrollan.

Las actividades desarrolladas en el proyecto Príor responden a los objetivos fijados en el V Programa Marco de la UE.

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2003

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Sistema Experto de Análisis Probabilista de Peligrosidad Sísmica. 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.	01/03/01	01/03/04	226.582	142.440	CSN Enresa U. Politécnica de Madrid
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.	13/12/04	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- Miembros OCDE
ICDE (Cont.). Continuación del desarrollo de una BdD de fallos de CC, bajo los auspicios de la NEA, extendiéndolo a nuevos componentes.	01/04/00	01/04/04	96.060	21.347	CSN Unesa Centrales nucleares ICDE

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2003 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
CABRI-IPSN. Lazo de Agua de CABRI IPSN. Estudio del comportamiento de combustible de alto quemado en centrales LWRs durante un transitorio de reactividad en la Instalación CABRI-IPSN.	25/09/00	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.	27/09/00	30/09/04	569.591	569.591	CSN Ciemat
Inventario Combustible Irradiado. Obtener la composición isotópica a distintos grados de quemado. * Prorrogado hasta 31/04/04.	01/07/02	31/04/03	254.172	127.086	CSN Enresa Enusa
Aplicación de los APS a la mejora de las ETF en Otros Modos de operación. Profundizar en la aplicación del APS a la mejora de las ETF extendiendo el estudio a la utilización del APS en Otros modos de operación. Aplicación concreta a las ETF de los generadores diesel.	18/10/02	18/10/04	49.731	49.731	CSN UPV
Aplicación de los APS a la mejora de las ETF en Otros Modos de operación. Profundizar en la aplicación del APS a la mejora de las ETF extendiendo el estudio a la utilización del APS en Otros modos de operación. Aplicación concreta a las ETF de los Generadores Diesel.	18/10/02	18/10/04	49.731	49.731	CSN UPV
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 UPM
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.	01/01/03	31/12/05	1.115.290	278.822	CSN Ciemat Tecnatom Enusa

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2003 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
ENDURO SCC Aceros Endurecidos. El proyecto tiene por objeto principal establecer la influencia del endurecimiento en la susceptibilidad a corrosión bajo tensión de los aceros austeníticos inoxidables y contribuir al entendimiento de sus implicaciones para los procesos de ISAAC. *Prorrogado hasta 30-03-04.	01/01/01	30/06/03	446.191	145.012	CSN Unesa Ciemat
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.	03/09/03	03/06/05	347.672	173.836	CSN Unesa Ciemat
Métodos de Validación y Verificación de Procedimientos de Operación y Guías de Gestión de Accidentes. Desarrollo de POES y Guías de Gestión de Accidentes utilizando COPMA 3.	1/10/02	1/10/04	67.317	67.317	CSN UPM
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	5/08/0	527.623	527.623	CSN UPM Ciemat
Integridad Estructural de la Vasija 2 (CRP 5). Aplicación de los resultados del programa de vigilancia a la evaluación de la integridad estructural de la vasija de presión de reactores. *Prorrogado hasta 31/10/04.	1/1/00	31/12/03	557.739	139.435	CSN Ciemat Unesa Centrales nucleares
CIR II COOPERATIVE IASCC RESEARCH (Irradiation Assisted Stress Corrosión Cracking). Conocer el mecanismo del proceso IASCC. Desarrollar la metodología para predecir el comportamiento de los componentes e identificar posibles contramedidas para el IASCC.	31/12/01	31/12/04	672.532	265.858	CSN Ciemat
Cupriva. Determinación de Curva Patrón y uso de Probetas Compuestas. Desarrollar una metodología de análisis de la integridad estructural de la vasija basada en la curva patrón.	1/1/02	31/12/04	613.449	285.379	CSN Unesa Tecnatom Univ. Cantabria 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

8.2.3.2. Caracterización hidrológica de embalses aguas abajo de emplazamientos nucleares

El Proyecto Tracer II se enmarcó y desarrolló dentro del Plan de Investigación del Consejo de Seguridad Nuclear siendo sus objetivos fundamentales:

- El estudio de la dinámica del medio hídrico donde están ubicadas las centrales nucleares españolas.
- El desarrollo y aplicación de un código para el cálculo de concentración de radioisótopos en aguas superficiales y su adaptación en aquellos sistemas hidrológicos que podrían ser afectados por un vertido accidental de las siguientes centrales nucleares: Sta. María de Garoña, Ascó, Trillo, José Cabrera, Almaraz y Cofrentes.
- Conseguir un código útil en procesos de evaluación y en situaciones de accidentes (emergencias).

Este proyecto se desarrolló técnicamente por el Departamento de Ingeniería Química de la Universidad Complutense de Madrid y por el Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas (Cedex, Ministerio de Medio Ambiente).

El proyecto Tracer II es continuación del Proyecto Tracer, se inició en marzo de 2001 y finalizó en agosto de 2003. El trabajo consistió en la adaptación, mejora y aplicación del código Corvel en los distintos sistemas hidrológicos. En el proceso se estudiaron las características hidrológicas e hidráulicas de dichos sistemas, así como sus propiedades de dilución y de dispersión de materia y energía. La parte experimental del proyecto consistió en realizar campañas de campo en las que se utilizaron diferentes técnicas para obtener información de la evolución de diferentes variables características de los sistemas hidroló-

gicos. El conjunto de campañas experimentales realizadas en tramos de ríos han tenido como objeto determinar la dinámica dispersante y diluyente del curso de agua para lo que se ha utilizado la técnica de trazadores. La experimentación realizada en embalses ha tenido como objetivo realizar un seguimiento de la estructura térmica y conductivimétrica de la lámina de agua en relación con sus ciclos térmicos anuales.

El tratamiento matemático de los resultados experimentales permitió realizar la modelación de aquellos sistemas hidrológicos que pueden verse afectados por hipotéticos vertidos de las centrales nucleares. La información de cada uno de los tramos hidrológicos estudiados junto con los parámetros requeridos por cada uno de los modelos, forman parte de la base de datos del código. Las modificaciones realizadas e incluidas en el conjunto del código suponen un rediseño y mejora de tal entidad que al final del proyecto se cuenta con un nuevo código de cálculo, denominado por los autores CIRE, Cálculo de Isótopos en Ríos y Embalses. Este nuevo código matemático permite una excelente comunicación entre el código y el usuario, así como la realización de los cálculos y ecuaciones requeridas por los modelos hidrológicos con una mayor operatividad y velocidad que el código anterior.

8.2.3.3. CAMP USNRC-3. Code Applications and Maintenance Program

Los códigos termohidráulicos son herramientas de cálculo para la representación y simulación de los procesos termohidráulicos que tienen lugar en funcionamiento normal o incidental en las plantas nucleares. Si bien internacionalmente es reconocido el amplio grado de conocimiento y madurez alcanzado en los dominios del análisis de transitorios y de los códigos de cálculo termohidráulico, se admite también la existencia de carencias y la necesidad de nuevos desarrollos. En diversos foros de expertos, se ha discutido la

posibilidad de subsanar estas deficiencias a fin de conseguir nuevas herramientas de cálculo útiles para el próximo futuro. Al mismo tiempo, los avances tecnológicos recomiendan una modernización para incrementar sus prestaciones.

A tal objeto, la USNRC inició en 1997 un plan para la consolidación y mejora de sus códigos termohidráulicos, a través de la fusión de los tres que ha promovido en el pasado (i.e., TRAC-P, TRAC-B y RELAP) junto con el código neutrónico RAMONA, en un único sistema de simulación termohidráulico-neutrónica que denomina Código Termohidráulico Consolidado (CTC).

Como reacción a este proceso, y con la idea de poner en marcha el proceso de una participación española en el plan anterior, el CSN y Unesa consideraron conveniente el establecimiento de un proyecto para la Obtención y Asimilación del Código Termohidráulico Consolidado (CTC) de la UNSRC, en el marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI) CSN-Unesa. La duración del proyecto fue de cuatro años (diciembre 1998 - diciembre 2002), y en él participaron también el departamento de Ingeniería Nuclear de la ETSII de Madrid (que actuó también de gestor principal) y otras instituciones universitarias (departamento de Sistemas Energéticos de la ETSIM de Madrid, departamento de Ingeniería Química y Nuclear de la ETSII de Valencia, departamento de Física e Ingeniería Nuclear de la ETSII de Barcelona).

Los objetivos del proyecto fueron:

- Asegurar y mantener la capacidad actual para el análisis de accidentes en su vertiente termohidráulica y neutrónica de todas las centrales nucleares españolas, accediendo a los códigos que en el futuro sustituirán a los actualmente en uso.

- Asimilar la tecnología asociada al desarrollo, documentación y validación del CTC, mediante la participación en el proceso de obtención del mismo.

De esta forma se pretendió conseguir: acceso al propio CTC, conocimiento detallado y capacidad de utilización, y participación nacional en los trabajos de desarrollo del CTC.

El balance ha sido positivo, cumpliéndose los objetivos planteados:

- Se ha obtenido y utilizado una versión de desarrollo del CTC, con sus correspondientes manuales y guías de usuario.
- Se ha conseguido un conocimiento detallado del código, avanzado adecuadamente en la asimilación del mismo: Sistemas numéricos; correlaciones, transiciones mapas, opciones; software y hardware; nuevas capacidades (termohidráulica 3D en vasija, cinética 3D, etc.). En la mayoría de las organizaciones participantes se ha incrementado la capacidad propia de análisis transitorios y de accidentes, por cuanto que la experiencia previa se centraba principalmente el código RELAP5, y no en TRAC que está en la base y fundamentos del CTC.
- Se ha participado activamente en el proceso de desarrollo del código, a través del planteamiento de colaboraciones con grupos de desarrollo del proyecto americano.
- Se ha avanzado adecuadamente en la elaboración de unos modelos preliminares de CTC para las centrales nucleares españolas.
- Se ha conseguido capacidad de utilización de CTC y de los modelos asociados, y facilitado la formación de unos equipos humanos capacitados en su uso.

Aparte de los trabajos técnicos específicos realizados cabe decir también que la participación en este programa ha permitido a las organizaciones españolas obtener un código termohidráulico moderno, versátil y perfeccionado, diseñado para sustituir a los actualmente en uso, anticipando la participación española, por primera vez a la fase de desarrollo, y formar especialistas en el uso de una de las herramientas más actuales de análisis de transitorios y accidentes.

8.2.3.4. Materials Scaling

A principios de los años 90, la comunidad científica planteó la siguiente estrategia de gestión de accidentes severos para impedir la rotura de la vasija del reactor: la posibilidad de poder refrigerar el corium contenido dentro de la vasija mediante su refrigeración externa. La refrigeración externa de la vasija se llevaría a cabo inundando con agua la cavidad del reactor. La ventaja de esta estrategia es muy clara: se eliminaría la fase ex-vessel de un accidente severo. Cálculos realizados por el CSN sobre la eficacia de esta estrategia de gestión de accidentes severos en centrales españolas PWR muestran importantes beneficios para la seguridad de las centrales españolas. Así en un PWR diseñado por Westinghouse, la probabilidad condicionada de fallo de la contención pasaría a ser del 24% frente al 83.4% del caso base, si esta estrategia tuviera una probabilidad de éxito del 90%.

Para verificar la viabilidad de esta estrategia se pusieron en marcha una serie de programas de investigación, uno de los cuales fue el programa RASPLAV, que comenzó el año 1994 y que continuó con el nombre de MASCA hasta el año 2003. Ambos proyectos contaron con participación española. Los experimentos de los programas RASPLAV y MASCA se llevaron a cabo en el Instituto Kurchatov de Rusia, a cargo de un personal científico altamente cualificado.

Los experimentos del proyecto RASPLAV proporcionaron suficiente información para que esta estrategia de gestión de accidentes severos fuese aprobada por el Organismo Regulador de Finlandia (STUK) para la central de Loviisa. Esta central es de diseño soviético y tiene una densidad de potencia menor que el resto de los reactores occidentales de agua ligera. La NRC también aprobó esta estrategia de gestión de accidentes severos para el AP-600. Para las centrales occidentales de agua ligera, las aplicaciones a planta mostraron que podía aplicarse esta estrategia a reactores de una potencia eléctrica comprendida entre 600 y 700 MWe. Para reactores con potencias superiores, no basta con la refrigeración mediante convección natural, quizá fuera necesaria la convección forzada. Cálculos realizados para las centrales españolas con el código MELCOR también mostraron esta tendencia.

Los resultados anteriores son aplicables a las centrales en operación en caso de que no hubiera estratificación del corium, como creía la comunidad científica. Sin embargo, los experimentos realizados en RASPLAV con materiales prototípicos mostraron que la presencia del carbono producía una segregación del corium en dos capas: una metálica y otra de óxidos. En consecuencia, fue necesario prolongar el proyecto para analizar estos procesos de estratificación, creándose el proyecto MASCA I.

El proyecto MASCA ha permitido resolver satisfactoriamente algunas de las incertidumbres que se habían generado en el proyecto RASPLAV como conocer la cantidad de carbono necesaria para que se produzca la segregación del corium y conocer la distribución de productos de fisión en las capas de corium.

MASCA ha proporcionado información en algunos temas que precisan de más trabajo experimental para su resolución. Esta es la razón de que se haya puesto en marcha el proyecto MASCA 2, que también cuenta con participación española. Las áreas

en que MASCA ha proporcionado una información insuficiente son las siguientes:

- La presencia de acero inoxidable también produce la estratificación del corium. Sin embargo, en los experimentos realizados hasta la fecha, el cociente masa de acero/masa total de corium, es todavía bajo para los casos que pueden presentarse en un accidente severo.
- Los experimentos realizados durante el proyecto MASCA mostraron que el carburo de boro, material de las barras de control de las centrales BWR y de algunas centrales PWR, también produce la estratificación del corium y que este efecto se acentúa si se añade acero. Este fenómeno de estratificación del corium requiere de investigación adicional.
- Los experimentos sobre comportamiento del corium dentro de la vasija se han realizado en atmósfera inerte. Se considera conveniente analizar el comportamiento del corium en atmósferas oxidantes.
- También es necesario profundizar en el conocimiento de la interacción de metales y aleaciones fundidas con lechos de partículas.
- Se precisa ampliar la base de datos sobre propiedades del corium.

Durante el proyecto MASCA no se han podido realizar aplicaciones a planta, debido a la necesidad de madurar el conocimiento sobre los procesos físico-químicos antes mencionados.

8.2.3.5. MACE-Extensión

Uno de los principales objetivos de la investigación en el campo de los accidentes severos es conocer los mecanismos de fallo de la contención en las secuencias que dominan la frecuencia de fusión del núcleo. Un posible modo de fallo de la contención en caso de accidente severo es la perforación de la losa de hormigón por interacción núcleo fundido-hormigón. Las evaluaciones independientes de los APS de las centrales españolas realizadas por el CSN, muestran que éste es un mecanismo de fallo de la contención dominante en las centrales españolas.

Los proyectos internacionales MACE (1989-2002) y MCCI (2002 y 2006) tienen como objetivo principal decidir si es posible frenar la perforación de la losa vertiendo agua sobre el núcleo fundido depositado en la cavidad del reactor. España ha participado en estos dos proyectos de investigación. El proyecto MACE se incluyó en el PCI Plan Coordinado de Investigación (CSN-Unesa). Unesa y el CSN decidieron contar con la colaboración de la Cátedra de Tecnología Nuclear de la UPM para facilitar la asimilación y la aplicación de los resultados de los proyectos MACE y MCCI. Para ello se han firmado dos convenios de colaboración científica con la UPM. El segundo acuerdo de colaboración se firmó el 1 de abril del 2002 y finalizó el 1 de Octubre del 2003, detallándose a continuación los principales resultados obtenidos en este acuerdo de colaboración científica.

Los experimentos integrales a pequeña y media escala realizados en el proyecto MACE no han podido resolver este problema de seguridad, por lo que se han prolongado las investigaciones con el proyecto MCCI.

Los mecanismos de refrigeración del corium fuera de la vasija son los siguientes:

Los mecanismos de refrigeración del corium fuera de la vasija son los siguientes:

- Ebullición en masa. Es la ebullición del agua depositada sobre el corium aumentada por la radiación. Es un mecanismo de extracción de calor muy eficaz pero de breve duración. Se considera que está adecuadamente entendido.
- Intrusión de agua. La transmisión de calor en la costra de corium puede verse aumentada por la intrusión de agua a través de las grietas de la

costra. Los experimentos indican que este mecanismo de refrigeración del corium sólo es eficaz en las primeras fases de la interacción núcleo fundido-hormigón.

- Erupciones de corium fundido. Son episodios breves e intermitentes, muy eficaces en la refrigeración del corium, que se producen como consecuencia de la acumulación de gases en el corium. Las erupciones de corium precisan de mayor investigación.
- Rotura de la costra. Si se rompiera la costra de corium adherida a las paredes de la cavidad se restablecería el contacto directo entre el agua y el corium fundido, apareciendo nuevamente los anteriores mecanismos de refrigeración. La resistencia estructural de la costra de corium, en frío, es muy baja: entre 1 y 1.6 MPa.

El acuerdo de colaboración científica con la UPM ha permitido la modelación con el código MELCOR de algunos de los experimentos realizados en el proyecto MACE y MCCI, obteniéndose las siguientes conclusiones:

Se han modelado con MELCOR 1.8.5 los experimentos M1b y M3b (condiciones húmedas) y L1, L2, L5 y L7 (condiciones secas) del programa MACE. Sobre los experimentos en condiciones secas, los resultados obtenidos con MELCOR 1.8.5 muestran una sobreestimación sistemática de la erosión del hormigón en los experimentos con presencia de Zr. Las simulaciones en caso de corium totalmente oxidado dan mejores resultados. Una posible causa de estos resultados es que MELCOR predice una oxidación de los metales mayor que la observada en los experimentos.

En cuanto a los experimentos en condiciones húmedas, MELCOR puede predecir la magnitud del pico de transmisión de calor que se produce como consecuencia de la ebullición en masa, si se hacen ajustes por el usuario. No obstante, la dura-

ción del pico prevista por MELCOR es menor de la observada en los experimentos.

Se han modelado los experimentos de efectos separados SWICCS, destinados a obtener información la intrusión de agua en el corium. Los cálculos con MELCOR muestran que la temperatura calculada está sistemáticamente por encima de la temperatura medida en los experimentos. Las causas de este fenómeno pueden ser:

MELCOR predice la formación de la costra de corium de forma instantánea, mientras que en los experimentos tarda un tiempo en formarse.

Los experimentos revelan que el flujo calorífico crítico se mantiene durante un tiempo, fenómeno no detectado por MELCOR. Esta situación indica que hay mecanismos de transmisión de calor en la costra distintos a la conducción.

Se han detectado discrepancias en las predicciones de MELCOR de las temperaturas de sólidos en mezclas con bajos contenidos de hormigón en el corium.

Se han analizado los modelos de MAAP para interacción núcleo fundido-hormigón y refrigerabilidad del corium. Los modelos de MAAP son muy diferentes a los de MELCOR, pero no ha sido posible comparar resultados de los códigos para un mismo caso.

Los acuerdos firmados con la UPM han permitido la formación de especialistas españoles en esta materia y han proporcionado un adecuado apoyo técnico a los representantes españoles en las reuniones de trabajo de los proyectos MACE y MCCI.

8.2.3.6. Seguimiento y vigilancia del envejecimiento de cables eléctricos en centrales nucleares

Los cables eléctricos son parte del conjunto de equipos o componentes que, desde el punto de vista de mantenimiento, seguridad, disponibilidad

y vida útil de la planta, son importantes en las centrales nucleares.

La variedad de procedimientos y herramientas que existen en el mercado para vigilar el comportamiento de estos componentes, la dificultad para seleccionar las técnicas que son más adecuadas para pronosticar el comportamiento futuro, y la dificultad y coste de su sustitución, en algunos casos, hacen de estos componentes unos de los elementos significativos en los estudios de gestión de vida útil de las centrales nucleares en explotación.

Con fecha 3 de junio de 2002 se firmó un Acuerdo Específico entre Unesa y el Consejo de Seguridad Nuclear para participar en el proyecto de investigación y desarrollo sobre el seguimiento y vigilancia de cables eléctricos en centrales nucleares. Este acuerdo contemplaba dos fases de actuación, aunque fijaba sólo el coste de la Fase I, quedando supeditado el desarrollo de la Fase II a los resultados y finalización de la Fase I.

Los trabajos de la Fase I han sido realizados por Empresarios Agrupados y Tecnatom, S.A. Como resultado de esta fase han sido elaborados los documentos siguientes:

- *Informe de Evaluación del Estado de la Investigación y Desarrollo Nacional e Internacional.* Este documento contiene una revisión detallada del estado de la investigación y desarrollo, nacional e internacional, en lo relativo a la monitorización y diagnóstico del envejecimiento de cables eléctricos, poniendo énfasis en los cables eléctricos de centrales nucleares y en la aplicabilidad de los resultados de estas investigaciones a las centrales nucleares españolas. También contiene una recopilación de las actividades llevadas a cabo en las centrales nucleares españolas para la vigilancia del envejecimiento de los cables.
- *Guía de Vigilancia del Estado de los Cables Eléctricos.* Este documento define los criterios gene-

rales que pueden utilizarse para el establecimiento de programas de vigilancia del cableado eléctrico instalado en las centrales nucleares españolas. Dichos programas deben tener una cierta homogeneidad de actuaciones entre las plantas en cuanto a la utilización de procedimientos de inspección y ensayos comunes, para poder compartir las experiencias y resultados obtenidos en los programas de vigilancia de los cables de las distintas plantas.

- *Cuatro procedimientos técnicos para: La identificación de parámetros ambientales y de servicios críticos, la selección de circuitos y definición de programas de vigilancia de cables, la caracterización eléctrica de cables y la caracterización mecánica de cables.* Estos procedimientos desarrollan la guía anterior y proporcionan herramientas útiles para la identificar condiciones ambientales y de servicio adecuadas, para seleccionar una muestra representativa de cables, para realizar medidas, ensayos o inspecciones y para la implantar programas de seguimiento y vigilancia del envejecimiento de cables eléctricos en centrales nucleares.

Estos documentos proporcionan al Consejo de Seguridad Nuclear unos conocimientos mayores sobre el estado del arte de estos temas en el mundo, y aportan criterios para poder valorar la idoneidad de los programas de vigilancia del envejecimiento de cables que establezcan las centrales nucleares españolas, dentro de los programas de gestión de vida útil de las mismas.

8.3. Programa de investigación en protección radiológica

8.3.1. 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 tec-

nológica 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.

Finalmente, los proyectos de radiación natural tienen como objetivo el conocimiento de las dosis que recibe la población debido a las fuentes de origen natural.

8.3.2. Proyectos en curso de realización

Los 10 proyectos en curso a 31 de diciembre de 2003, con sus características particulares se relacionan en la tabla 8.2.

8.3.3. Proyectos en protección radiológica finalizados en 2003. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la protección

8.3.3.1. Fundamentos Biológicos en Hematopoyesis. Efectos de las radiaciones ionizantes sobre las células madre hematopoyéticas

Este proyecto se ha llevado a cabo en el Departamento de Impacto Ambiental de la Energía del Ciemat, ha tenido una duración de tres años (fecha de la firma el 31 de octubre de 2000).

El sistema hematopoyético, encargado de toda la producción celular sanguínea, está organizado jerárquicamente, de modo que las células funcio-

nales de la sangre proceden en última instancia de un pequeño número de células madre hematopoyéticas (CMHs). Estas células están alojadas en la médula ósea y poseen capacidad de diferenciación múltiple y de autorrenovación durante toda la vida del individuo, de aquí precisamente su importancia para la función hematopoyética continua. Las CMH representan un pequeño porcentaje en la médula ósea de los mamíferos, del orden de 1 por cada 10.000 células.

La sobreexposición accidental a radiaciones ionizantes puede ser causa de síndromes clínicos y la gravedad del síndrome hematopoyético radioinducido dependerá fundamentalmente del tipo de población celular dañada así como del grado de daño alcanzado. Debido a las características del sistema hematopoyético resulta, pues, de gran importancia conocer el grado de afectación de las células madre hematopoyéticas en los casos de exposición accidental a radiaciones ionizantes para tomar decisiones acerca del tipo de terapia a seguir en dicho individuo.

Los objetivos principales del proyecto han sido:

- Desarrollo de nuevos métodos capaces de predecir el contenido de células madre hematopoyéticas (CMHs) supervivientes en víctimas expuestas a irradiación.
- Estudio de susceptibilidad a la radiación de progenitores y CMHs humanas.

Primer objetivo. Para la realización de este objetivo se han llevado a cabo estudios en ratones irradiados con rayos X. En una serie de experimentos la exposición a la irradiación ha sido global, con diferentes dosis de rayos X, mientras que en otros casos la exposición a la irradiación ha sido de forma no-homogénea. Una vez irradiados los animales, se les ha sometido a tratamiento movilizador con el factor hematopoyético G-CSF. El factor G-CSF hace que se movilicen las células de

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2003

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Estudio de la Inducción y la Persistencia de la Aneuploidía tras la Exposición <i>in vivo</i> a Radiaciones Ionizantes. Estudiar los efectos aneugénicos con ensayos sencillos, sensibles y bien estandarizados para determinar las alteraciones numéricas radioinducidas.	29/04/02	29/04/04	83.948	34.425	CSN UAB Mº de Ciencia y Tecnología
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.	12/06/02	31/07/04	277.127	138.563	CSN Unesa Tecnatom Iberinco Helgeson
MARNA-IV Mapa de Radiación Gamma Natural de España. Elaboración de mapas de tasa de exposición a la radiación gamma natural sobre 86.000 km ² (zonas no incluida en los proyectos anteriores).	12/07/01	12/07/04	306.516	306.516	CSN Enusa
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 2004.	30/11/00	30/11/03	223.096	111.548	Unesa CSN
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

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2003 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
<p>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.</p>	01/10/03	01/04/06	93.150	93.150	CSN UAB
<p>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 distinto riesgo desde el punto de vista de la exposición al radón en el interior de edificios.</p>	24/09/03	24/09/05	77.145	27.145	CSN UC
<p>Medidas del radón disuelto en aguas de manantiales, pozos y fuentes en Extremadura. Caracterizar los niveles de radón en las aguas procedentes de manantiales y fuentes de la región de Extremadura. Estudiar las cantidades de radón disueltas en las de los balnearios extremeños debido a su origen subterráneo.</p>	26/11/03	26/11/04	39.783	39.783	CSN UE
<p>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.</p>	01/10/03	01/05/05	56.547	56.547	CSN UPM

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2003 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
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

la médula ósea hacia el torrente sanguíneo. La administración del factor se ha realizado en diferentes días después de la irradiación (día 0, 3 y 6). Después del tratamiento movilizador, se ha extraído la sangre periférica y se ha cuantificado el número de leucocitos, células madre hematopoyéticas (CFU-S), así como el de progenitores comprometidos de la serie granulo-macrofágica (CFU-GM) presentes en la misma.

Los resultados obtenidos confirman la aplicabilidad del método: la administración de factores hematopoyéticos movilizadores después de la irradiación, junto con el análisis de los progenitores hematopoyéticos en sangre, permitiría predecir la reserva hematopoyética, siendo esto útil por tanto para predecir asimismo la gravedad y la reversibilidad del síndrome hematopoyético en individuos expuestos a irradiación accidental.

Segundo objetivo. Definir la radiosensibilidad de las CMHs es de gran importancia para predecir la hematopoyesis en víctimas expuestas a altas dosis de irradiación y para extrapolar los datos existentes en animales al paciente humano. Hasta el momento no se conoce bien la radiosensibilidad

de estas CMHs ni como influye en la misma la calidad de radiación o la tasa de dosis.

Desgraciadamente, en estos últimos años se ha comprobado la limitación de todos los ensayos in vitro hasta ahora propuestos para definir la funcionalidad de las CMH humanas. En la actualidad, es necesario recurrir a complejos sistemas experimentales que deben ser realizados in vivo a través de ensayos de trasplante y análisis de la hematopoyesis del receptor a largo plazo. Si bien estos ensayos pueden realizarse con relativa sencillez en modelos experimentales, principalmente murinos, los necesarios para ensayar las CMHs humanas son mas complejos.

Últimamente se han desarrollado nuevos modelos de trasplante xenogénico (el trasplante y el receptor son de especies diferentes) capaces de reflejar la funcionalidad de las CMHs primitivas. Estos modelos, en particular el trasplante de CMHs en ratones NOD/SCID (*Non-Obese Diabetic, with Severe Combined Immunodeficiency*), sometidos a irradiación subletal, han constituido la base para determinar la respuesta de las diferentes subpoblaciones de CMHs (procedentes en este proyecto de cordones umbilicales) a la radiación.

Para analizar la funcionalidad de las células madre uno de los ensayos que más información nos proporciona es la repoblación competitiva. Debido a la experiencia del laboratorio del Ciemat en estos ensayos de competición, se ha realizado un ensayo de repoblación competitiva en ratones NOD/SCID que luego permitiera analizar con mayor rigor la función de las células madre hematopoyéticas, ya que además de la capacidad de reconstitución también se analizaría la contribución de cada una de las poblaciones celulares, obtenidas de muestras de sangre de cordón umbilical, al injerto humano.

Los resultados obtenidos para este segundo objetivo indican que:

- Los análisis de PCR han permitido distinguir con gran sensibilidad la contribución de cada una de las poblaciones responsables del injerto en los ratones NOD/SCID.
- La repoblación de los ratones NOD/SCID ha sido predominantemente originada a partir de una de las muestras de sangre de cordón umbilical humana utilizadas en el trasplante. Este fenómeno ha ocurrido tanto en los ratones trasplantados con la mezcla control como en los trasplantados con la mezcla irradiada, por lo que nuevos experimentos dirigidos a optimizar y validar este modelo como ensayo de células madre hematopoyéticas humanas están actualmente en marcha, para así determinar sus características ante las radiaciones ionizantes.

8.3.3.2. Nuevos Desarrollos en el campo de la Dosimetría Electrónica

Este proyecto es una continuación del realizado durante los años 1998-1999 en el cual se estudió el funcionamiento de nueve dosímetros de lectura directa. El estudio llevado a cabo durante los años 2002-2003 completa el anterior y ha contemplado la verificación experimental de las características técnicas de cuatro equipos de dosimetría electrónica en su mayoría desarrollos nuevos que fueron

presentados en el mercado europeo entre los años 1999-2000.

Este proyecto se enmarcó dentro del Plan coordinado de investigación CSN/Unesa en seguridad nuclear y protección radiológica. Dicho proyecto se desarrolló mediante un Acuerdo específico de colaboración entre el CSN, Unesa y el INTE-UPC firmado con fecha 8 de julio de 2002.

Las principales fases de trabajo desarrolladas en este proyecto fueron:

- Fase 1: Caracterización del conjunto de dosímetros personales electrónicos de lectura directa.
- Fase 2: Ensayos de los equipos. Se llevaron a cabo los siguientes ensayos:
 - Ensayos para la verificación de los requerimientos de construcción y diseño.
 - Ensayos para la verificación de los requerimientos radiológicos.
 - Ensayos para la verificación de los requerimientos de resistencia mecánica.
 - Ensayos para la verificación de los requerimientos de funcionamiento respecto a las condiciones ambientales.
- Fase 3: Valoración de los resultados obtenidos en la realización de ensayos.
- Fase 4: Elaboración de informe anual.

Los resultados de este proyecto derivaron en el desarrollo de los siguientes productos:

- Análisis del funcionamiento de los sistemas dosimétricos de lectura directa seleccionados para estudiar en este proyecto, de acuerdo con los criterios establecidos en las normas:

- IEC 61526 sobre criterios para la verificación y calibración de dosímetros personales electrónicos de lectura directa para la medida de dosis y tasas de dosis equivalentes personales $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ debidas a radiaciones X , γ y β .
- IEC 61283 sobre criterios para la verificación y calibración de dosímetros personales electrónicos de lectura directa para la medida de dosis y tasa de dosis equivalente personal $H_p(10)$ debidas a radiaciones X y γ .
- Resultados de los ensayos efectuados que permiten conocer las mejores y mas adecuadas posibilidades de uso de los dosímetros ensayados en función de las respuestas obtenidas, así como sus limitaciones y carencias.
- Análisis comparativo del funcionamiento de los dosímetros personales de lectura directa, observando una mejoría en la respuesta de los nuevos sistemas estudiados en relación con los sistemas estudiados en el año 1998.
- Identificación de puntos abiertos o en los cuales es necesario que el funcionamiento de los dosímetros personales de lectura directa experimenten una clara mejoría.

8.3.3.3. Dosimetría neutrónica

Con fecha 28 de diciembre de 2000 y por un periodo de tres años el CSN firmó un acuerdo específico con el Ciemat, la Universidad Politécnica de Madrid, el Departamento de Física Atómica de la Universidad de Valladolid, el Hospital del Río Hortega de Valladolid con el objetivo de promover líneas de investigación para el desarrollo de la capacidad de medida de dosis neutrónica que incluyan el estudio de los sistemas de detección y medida de este tipo de radiación disponibles en el mercado o bien en fase de prototipo.

Para alcanzar este objetivo fue necesario incluir una tarea relativa al desarrollo de una instalación y de técnicas para la irradiación controlada de estos sistemas. Para ello se contaba de partida con el Laboratorio de Tecnología Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, instalación que fue necesario mejorar mediante el establecimiento de medidas de seguridad radiológica y cuya fuente había que caracterizar lo que significaba abordar un trabajo genuinamente metrológico.

En este proyecto se agrupaban diferentes líneas de investigación en materia de dosimetría neutrónica que dieron lugar a que se establecieran cuatro tareas que, coordinadas por el representante del Ciemat, fueron abordadas por cada una de las entidades participantes en el proyecto.

Los resultados de este proyecto derivaron en el desarrollo de los siguientes productos:

- Poder disponer de una instalación que permite dar apoyo a otros grupos investigadores sobre dosimetría neutrónica mediante la irradiación controlada de dosímetros a dosis conocidas con la limitación derivada del hecho de que actualmente sólo dispone de una fuente de Am-Be de baja actividad en diferentes condiciones de moderación.
- Disponer de conocimiento de las características de diferentes sistemas activos y pasivos para la dosimetría de neutrones. Para ello ha sido necesario la puesta al día de métodos de dosimetría numérica para neutrones que sirvieron para contrastar con las medidas experimentales que se realizaron.
- Desarrollo de metodología aplicable a la dosimetría de tripulaciones aéreas para lo que se realizaron medidas experimentales que fueron contrastadas con códigos de ordenador

utilizados para la obtención de las dosis recibidas por las tripulaciones aéreas durante su trabajo en vuelo.

- Desarrollo de un nuevo dosímetro de área con capacidad espectrométrica, que a diferencia de otros sistemas con la misma capacidad, éste incorpora una sola esfera moderadora, que ha sido construido en el Ciemat.
- Caracterización de los campos de neutrones existentes en los recintos de aceleradores médicos para lo que se ha empleado la instrumentación caracterizada por los otros componentes del proyecto que fue contrastada con simulaciones de Monte Carlo.

Este Proyecto ha hecho posible ampliar la experiencia en métodos convencionales de medida de dosis neutrónica, así como conocer la incidencia que los fotoneutrones generados por los aceleradores médicos pueden tener en las dosis recibidas por los trabajadores de este tipo de instalaciones y conocer técnicas de cálculo y medida de las dosis producidas en los campos de radiación a los que se encuentran sometidas las tripulaciones aéreas.

8.3.3.4. Caracterización dosimétrica de emplazamientos mediante sistemas de espectrometría gamma in situ (SEGIS-2)

Con fecha 31 de octubre del 2000 y por un periodo de treinta y seis meses, se firmó, entre el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, Ciemat, y el CSN, un acuerdo específico de colaboración, para caracterización dosimétrica de emplazamientos mediante sistemas de espectrometría gamma in situ.

Este proyecto se planteó como una segunda fase del que bajo el título *Aplicación de la espectrometría gamma in situ a la dosimetría ambiental de la radiación externa*, realizó el mismo grupo investigador durante el periodo noviembre 1996 - septiembre 1998.

El objetivo principal de este nuevo proyecto era demostrar las capacidades y las ventajas de la técnica de espectrometría gamma in situ (EGIS), e identificar aquellas limitaciones que pudiera presentar en condiciones y situaciones prácticas.

Los apartados generales en los que se dividió el proyecto fueron los siguientes:

- Desarrollo de técnicas numéricas complementarias a las obtenidas en el proyecto anterior, basadas en el análisis de la respuesta del detector como método para el cálculo directo de magnitudes dosimétricas.
- Realización de diferentes medidas experimentales en nuestro país, en entornos reales.
- Colaboración con grupos de investigación especializados de otros países para participar en intercomparaciones internacionales, realizar medidas y mantener dicha cooperación en el futuro con objeto de ir actualizando continuamente esta técnica de medida, incorporando las innovaciones que vayan teniendo lugar.

Las actividades previstas en el proyecto se llevaron a cabo satisfactoriamente, siendo las conclusiones más importantes las siguientes:

Se desarrolló un modelo numérico en uno de los detectores del Ciemat que es utilizado en la implementación de la técnica *stripping* para la obtención de datos dosimétricos a partir del espectro, sin tener que asumir hipótesis sobre el término fuente.

Se puso a punto una técnica basada en el contaje en la ventana 3-4 MeV, que permite estimar la componente cósmica de la radiación ambiental en términos de la magnitud dosis efectiva, empleando como referencia el código de cálculo CARI-6.

Se aplicó con éxito la técnica de espectrometría gamma in situ, para la localización de puntos calientes en las operaciones de desmantelamiento de una instalación nuclear, permitiendo disponer de diferentes mapas de la contaminación residual existente, individualizada para los diferentes radionucleidos.

Se efectuaron medidas con EGIS y otros instrumentos en distintos emplazamientos, de las provincias de Santander y Granada, a diferentes altitudes y en ocasiones sobre espesores de agua que minimizan la influencia de la componente terrestre.

Se participó en dos ejercicios de intercomparación internacionales (Nord Contentin 2000 y Eurados-2002), lo que ha proporcionado una excelente oportunidad para intercambiar experiencias y conocimientos con otros expertos en esta técnica.

La técnica indicada, permite la caracterización radiológica, de diferentes zonas ambientales, tanto en caso de accidente como en condiciones normales, estando implicados tanto radionucleidos artificiales como naturales. La calibración específica realizada para geometrías diferentes a las ambientales, potencia su utilización en la caracterización radiológica del interior de instalaciones y de equipos, bien para su desmantelamiento o descontaminación. Esta caracterización radiológica se realizaría en un tiempo muy inferior al que se

emplea con otros métodos convencionales que llevan implícito la recogida de muestras y el análisis de las mismas en un laboratorio.

8.4. Valoración de las Actividades realizadas

Durante el año 2003 el CSN gestionó un presupuesto propio para I+D de 3.104.000 euros. 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 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 ablicación titulada *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en 2003*.

9. 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 2003 se han propuesto, tramitado y publicado las siguientes normas:

- *Ley 62/2003, de 31 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social*, en su artículo 93 sobre modificación de la *Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear*.

Artículo 93. Modificación de la *Ley 25/1964, de 29 de abril* (RCL 1964, 988, 1406; NDL 10290), *sobre energía nuclear*.

Se modifican los siguientes preceptos de la *Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear*.

Uno. Se añade un nuevo apartado, el doce bis, al artículo 2 de la *Ley 25/1964, de energía nuclear*, con la siguiente redacción:

“Doce bis. Otros dispositivos e instalaciones experimentales. Se definen como dispositivos e instalaciones experimentales los que utilicen materiales radiactivos con vistas al desarrollo de nuevas fuentes energéticas. Estos dispositivos e instalaciones se someterán al mismo régimen de autorizaciones que se fije reglamentariamente para las instalaciones nucleares”.

El resto del artículo permanece con la misma redacción.

Dos. Se añade una nueva disposición adicional, la primera, a la *Ley 25/1964, de 29 de abril*, con la siguiente redacción:

“Disposición adicional primera. Otros dispositivos e instalaciones experimentales: 1. La regulación contenida en esta Ley, cuando se refiere de forma común a instalaciones nucleares y radiactivas, se entenderá igualmente referida a los dispositivos e instalaciones experimentales definidos en el apartado 12 bis del artículo 2 de esta Ley, salvo que legalmente se establezca para ellos un régimen distinto. 2. Para los citados dispositivos e instalaciones experimentales, la cobertura de seguro exigible será la establecida para las instalaciones nucleares en el artículo 57 de esta Ley.”

- *Ley 62/2003, de 31 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social*, en su artículo 74 sobre modificación de la *Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*.

Artículo 74. Modificación de la *Ley 15/1980, de 22 de abril* (RCL 1980, 923; ApNDL 4225), *de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*.

Se modifican los siguientes preceptos de la *Ley 15/1980*, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

Uno. Se modifica el artículo 2 de la Ley 15/1980, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, dando una nueva redacción al párrafo “q” y pasando el actual párrafo “q” al nuevo párrafo “r”, del siguiente modo:

“q) Archivar y custodiar la documentación, que deberán remitir al Consejo de Seguridad Nuclear los titulares de las autorizaciones de explotación de centrales nucleares, cuando se produzca el cese definitivo en las prácticas y con carácter previo a la transferencia de titularidad y a la concesión de la autorización de desmantelamiento de las mismas. r) Cualquier otra que, en el ámbito de la seguridad nuclear y la protección radiológica le sea legalmente atribuida.”

El resto del artículo queda con la misma redacción.

Dos. Se añade una nueva disposición adicional, la cuarta, a la *Ley 15/1980*, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, con la siguiente redacción:

“Disposición adicional cuarta. Dispositivos e instalaciones experimentales. Las funciones y facultades que se atribuyen al Consejo de Seguridad Nuclear en esta Ley, referentes a instalaciones nucleares y radiactivas, se ejercerán en los mismos términos sobre los dispositivos e instalaciones experimentales definidos en el artículo 2 de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear, salvo que se establezca legalmente para tales dispositivos e instalaciones experimentales una regulación más específica.”

9.1. Desarrollo normativo nacional

La política del CSN en esta materia, contenida en el *Plan de orientación estratégico* inicialmente aprobado por el Consejo en su reunión de 28 de septiembre

de 1995, actualizado en febrero de 1998 (actualmente en proceso de revisión para una nueva fase) está orientada siempre, con independencia de la mejora permanente del proceso regulador, hacia 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 2003, el CSN mantuvo la promoción e impulso de varios proyectos normativos de diverso rango.

9.1.1. Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas

El *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, aprobado por el Real Decreto 183/1999, de 3 de diciembre (BOE de 31 de diciembre de 1999), que viene a sustituir al de 21 de julio de 1972, está siendo sometido a un proceso de revisión interno para adaptarlo a la experiencia obtenida en su aplicación durante estos últimos tres años. Para ello se ha creado un grupo de trabajo que ha elaborado un documento para su análisis por las diferentes subdirecciones del Consejo, con objeto de estudiar la posibilidad de mejorar la redacción y algunos aspectos del texto. Con posterioridad, han tenido intervención y acceso al documento representantes del Ministerio de Economía.

9.1.2. Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes

En fecha 26 de julio de 2001 se publicó 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.

9.1.3. Otras funciones normativas

Durante 2003, 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.

También continúa su participación en la revisión del *Plan básico de emergencia nuclear*, aprobado por acuerdo del Consejo de Ministros de 3 de marzo de 1989. Se trata con esta revisión de adaptar el Plan a la evolución de la normativa internacional, especialmente en lo que se refiere a los criterios radiológicos, así como a la experiencia adquirida en la gestión de los planes provinciales, a la incidencia de factores organizativos y a la problemática y estudio de un plan de intervención radiológica general. Actualmente la última revisión ha sido aprobada por el pleno del Consejo de Seguridad Nuclear de fecha 3 de diciembre de 2003, tramitándose como proyecto de real decreto por parte de la Dirección General de Protección Civil. Encontrándose en este momento en período de información pública. La redacción de la *Directriz de Protección Civil contra riesgos radiológicos* está pen-

diente de impulso por parte de la Dirección General de Protección Civil.

Por último, señalar que a lo largo del ejercicio 2003 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 2003 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 en los supuestos citados.

En este grupo de propuestas se incluía asimismo la sustitución del capítulo XIV de la *Ley 25/1964*, de 29 de abril, *sobre 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. En la actualidad se sigue trabajando en mejorar la calidad de la propuesta para introducirla a través del instrumento legal que se considere oportuno.

Actualmente el Consejo de Seguridad Nuclear está elaborando 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, asimismo se tienen en cuenta las normas vigentes más relevantes relacionadas con el sector, la normativa internacional y la experiencia que tiene el propio Organismo al respecto.

9.2. Desarrollo normativo del CSN

En el desarrollo normativo específico del Consejo de Seguridad Nuclear, hay que distinguir tres modalidades de actuación que se han venido desa-

rollando en el presente ejercicio de 2003: la actualización de su propio ordenamiento organizativo y funcional, la aprobación de normativa técnica de obligado cumplimiento y finalmente, la elaboración de guías recomendatorias.

9.2.1. 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.

9.2.2. Capacidad normativa del CSN

En relación con la normativa técnica durante el año 2003, cabe destacar que han sido aprobadas y publicadas por el Consejo las siguientes guías de seguridad, siguientes:

- GS-10.12. *Control radiológico de actividades de recuperación de chatarras.*
- GS-6.2. *Protección radiológica para empresas que desarrollen actividades en el ámbito del transporte (expedidores, transportistas y receptores).*

Ha sido aprobada por el Consejo y se encuentra en fase de publicación la guía GS-10.13 *Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares*, y la GS-1.7 (Rev.1) *Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares* así como las siguientes tres instrucciones del Consejo (IS).

- IS-04. Instrucción por la que se regulan las transferencias, archivos y custodia de los documentos correspondientes a la protección radiológica de los trabajadores, público y medio

ambiente, previamente a la transferencia de titularidad de las centrales nucleares con objeto de su desmantelamiento y clausura.

- IS-05 *Niveles de exención para radioisótopos.*
- IS-06 *Definición de los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específico, en el ámbito de las instalaciones nucleares, y radiactivas del ciclo del combustible.*
- Otras actividades en curso durante 2003 en este campo son:
 - Están en fase de comentarios externos la GS-6.3. *Instrucciones escritas de emergencia aplicables al transporte de materiales radiactivos por carretera* y la Guía de Seguridad GS-1.15 *Actualización y mantenimiento de los APS.*
 - En fase de redacción del texto final para su consideración por el CSN se encuentra la revisión de la GS-7.1. *Requisitos técnicos administrativos para los servicios de dosimetría personal.*
 - En fase de comentarios internos se encuentran:
 - Instrucción del CSN sobre *Definición de los campos de aplicación para licencias de operadores y supervisores de instalaciones radiactivas.*
 - Instrucción sobre *Licencias de personal de operación de centrales nucleares.*
 - La revisión de la Instrucción IS-02 sobre *Documentación de recargas* y la revisión de la GS 1.5. sobre documentación de recargas, (esta guía había quedado anulada por la publicación de la IS-02, pero en la nueva versión de esta Instrucción se han dejado para la guía aquellos aspectos recomendatorios que no serían de obligado cumplimiento, con la consiguiente simplificación de la Instrucción).

- Revisión de la GS-7.5. *Actuaciones a seguir en caso de personas que hayan sufrido un incidente radiológico.*
- En fase de revisión de un texto aprobado por el CSN en 1998, se encuentra la guía sobre *Homologación de cursos de formación de personal que dirija u opere instalaciones de rayos X con fines diagnósticos*, revisión que, a su vez, depende del texto de una IS, igualmente en fase de elaboración.
- En fase de elaboración del borrador dos, se encuentra la 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, y de una posible modificación del RINR.
- En fase de elaboración del borrador uno se encuentra la instrucción sobre *Actualización de la Resolución del CSN de 05-12-92 sobre homologación de cursos de radiodiagnóstico.*
- En proceso de elaboración del primer borrador (borrador cero) se encuentran:
 - La guía de seguridad sobre *Licenciamiento de actividades de desmantelamiento en Instalaciones nucleares.*
 - La guía de seguridad sobre *Evaluación de seguridad del almacenamiento temporal de residuos radiactivos.*
 - La revisión de la GS 7.5 *Actuaciones a seguir en el caso de personas que hayan sufrido un incidente radiológico.*
 - La IS sobre *Modelo de planes de seguridad física.*
 - La IS sobre *Evacuación de detectores iónicos de humo.*

Merece destacarse en este año el esfuerzo realizado por la Oficina de Normas Técnicas del CSN,

OFNT, en la revisión de las guías de seguridad publicadas hasta la fecha (50), para comprobar la necesidad de su posible actualización o revisión y la conveniencia de transformar algunas en IS. La OFNT ha asumido, por acuerdo con las direcciones técnicas del CSN, la elaboración de una propuesta individual para resolver el caso de cada una de las guías que no están actualizadas.

9.3. 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 OIEA, OCDE-NEA y la propia Unión Europea.

A lo largo del año 2003 mantuvo la línea de creciente colaboración internacional en los ámbitos ya referidos, cuyo objetivo es la aplicabilidad al caso español de diversos aspectos normativos, de los que cabe destacar la regulación aplicable en el ámbito de los residuos radiactivos. En el marco de las convenciones internacionales el CSN participó muy activamente en colaboración con el Ministerio de Economía y Enresa, en el primer informe nacional para la Convención conjunta de 5 de septiembre de 1997 sobre *seguridad en la gestión del combustible gastado* y sobre *seguridad en la gestión de desechos radiactivos*, realizado en Viena y publicado, tras su adopción por el estado español, con fecha 23 de abril de 2001.

Los objetivos de la citada Convención son lograr y mantener en todo el mundo un alto grado de seguridad, en la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos mediante mejora de las medidas nacionales y de la cooperación internacional, además de asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos, se implanten las medidas eficaces contra los potenciales riesgos radiológicos, así como, prevenir los accidentes con consecuencias radiológicas.

En el año 2003 ha continuado el ejercicio de inter-comparación de la normativa de seguridad nuclear aplicada en nuestro país con la normativa del

OIEA. Los análisis comparativos se han dedicado especialmente al área de los residuos radiactivos.

La integración de España en la Unión Europea implica la aplicación o transposición del ordenamiento comunitario, con numerosas referencias relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, habiendo participado en el ejercicio a que se refiere este informe, en la elaboración de determinadas normas comunitarias y en particular, en las tareas de su transposición al derecho interno, formando parte de grupos de trabajo coordinados por el departamento ministerial correspondiente.

10. Relaciones institucionales e internacionales

10.1. Relaciones institucionales

10.1.1. Introducción

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 rela-

cionados 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*.

10.1.1.1. 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 defensores del pueblo,

estatal y autonómicos, universidades, organismos como el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa), la Empresa Nacional del Uranio (Enusa). Y, entre las segundas, se encuentran: Unesa, Tecnatom, asociaciones profesionales y sindicales, ecologistas 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 19 de diciembre de 2002, BOE número 9 de 10 de enero de 2003.

10.1.1.2. 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 por el CSN*, este Organismo informa anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado del desarrollo de sus actividades.

En la VII legislatura, y durante este año de 2003, la comisión de Economía y Hacienda, en la que se enmarca la ponencia específica encargada del estudio de los informes que el CSN presenta a las Cámaras, ha continuado tratando los asuntos del Consejo de Seguridad Nuclear.

Tras los trabajos previos de dicha ponencia, la presidenta del CSN comparece anualmente ante la citada Comisión. Posteriormente, la Comisión aprueba unas resoluciones, que sirven de impulso y marco para el trabajo de este Organismo, a las que el CSN responde mediante los informes técnicos correspondientes.

Asimismo, la presidenta del CSN comparece, a solicitud de otras comisiones del Congreso de los Diputados y del Senado, para informar de cual-

quier 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, directores técnicos, 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 Consejo 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 que el CSN mantiene un Convenio de encomienda de funciones, que son acuerdos que se describen con mayor detalle a continuación y que puede incluir actividades relacionadas con el control de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría (in-

cludidas las de radiodiagnóstico médico), 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 en el territorio nacional, los criterios utilizados para el desarrollo de dichas transferencias y encomiendas.

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 apoyo cuando 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 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, bien mediante la contestación concreta a las preguntas o inquietudes que formulan.

10.1.2. Relaciones con las Cortes Generales

Las Cortes Generales constituyen la primera referencia institucional para el CSN.

10.1.2.1. Informe anual

El informe anual del CSN que contiene las actividades desarrolladas durante el año 2002, se remitió al Congreso de los Diputados y al Senado el día 26 de junio de 2003.

10.1.2.2. Comparecencias

Ante el Congreso

Comisión de Economía y Hacienda

Durante el año 2003 se celebraron las siguientes comparecencias:

El día 25 de noviembre de 2003 compareció ante el Congreso de los Diputados (Comisión de Economía y Hacienda), la presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, para informar sobre el informe anual de este organismo correspondiente al año 2002. Dicha comparecencia está publicada en el diario de sesiones del Congreso nº 877, de 25 de noviembre de 2003.

En esta comparecencia de la presidenta del CSN, además de explicar las actividades del organismo durante 2002, se concentraron las informaciones pertinentes de otras solicitudes de comparecencia efectuadas por representantes de diversos grupos parlamentarios. Entre ellas se citan: informar sobre la gestión de recursos humanos en las centrales nucleares españolas y efectos de la reducción de plantilla prevista por los titulares; informar sobre el acuerdo adoptado por el CSN sobre la central nuclear de Almaraz; explicar las exenciones concedidas a la central nuclear Almaraz II; explicar la situación de la central nuclear Santa María de Garoña ante los defectos detectados en los manguitos de las penetraciones de los accionadores de las barras de control y las exenciones temporales a las especificaciones técnicas de funcionamiento; informar sobre las actuaciones que ha llevado a cabo el CSN en el incidente que tuvo lugar el 25 de abril de 2002 en la central nuclear José Cabrera; informar sobre los programas establecidos por el CSN para el seguimiento de la explotación de la central nuclear José Cabrera, gestión de los

recursos humanos, plan de inversiones y actividades para que no se deteriore la gestión de la planta, teniendo en cuenta la fecha de cierre definitivo fijada por Orden Ministerial para el 30 de abril de 2006; informar sobre la aplicación y resultados del plan de acción de la central nuclear de Cofrentes a raíz de los sucesos producidos en la recarga de combustible efectuada en 2002; dar explicaciones sobre el simulacro realizado por la Guardia Civil en la central nuclear de Trillo en los primeros días del mes de junio y, finalmente, informar sobre los residuos de combustible de la central nuclear Vandellós I.

El día 23 de octubre de 2003, comparecieron ante la Comisión sobre la Ponencia especial encargada del estudio del *Informe Anual* de actividades del CSN durante el año 2002, los siguientes miembros del CSN: secretario general, directores técnicos de seguridad nuclear y protección radiológica, y subdirectores generales de instalaciones nucleares, protección radiológica operacional y protección radiológica ambiental.

Ante el Senado

Comisión de Economía, Comercio y Turismo

Durante el año 2003 no ha habido ninguna solitud de comparecencia ni de la presidenta ni de otros miembros del CSN, en el Senado.

10.1.2.3. Informes

Informes remitidos al Congreso de los Diputados y al Senado

Del Informe Anual del año 2001

Se remitieron al Congreso de los Diputados los siguientes informes, solicitados mediante resoluciones por la Comisión de Economía y Hacienda de 9 de octubre de 2002, correspondientes al Informe Anual del año 2001:

- Informe sobre los resultados del plan de acción de la central nuclear de Cofrentes (Valencia) a raíz de los sucesos producidos en la recarga de 2002, incluyendo la evolución de los indicadores de la central y las medidas que se han tomado para reforzar la cultura de la seguridad.
- Informe sobre el elevado número de sucesos notificables de la central nuclear de Trillo (Guadalajara) en el año 2001.
- Informe sobre las actuaciones del Consejo de Seguridad Nuclear y de los titulares para la reducción de dosis colectivas en los períodos de recarga de las centrales nucleares.
- Informe sobre los problemas de aplicación de la guía de accidentes severos de la central nuclear de Trillo.
- Emisión de una instrucción a todos los titulares de las centrales nucleares para que lleven a cabo una planificación detallada de los períodos de recarga y realización de un informe, por parte de estos, sobre la misma para su estudio y evaluación por el CSN.
- Informe sobre los criterios de planificación de simulacros.
- Informe sobre la verificación de los procesos empleados por el titular para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, que garantizan tanto el mantenimiento como la mejora de la seguridad de las instalaciones.
- Actividades de refuerzo de la inspección de las instalaciones nucleares y radiactivas, incrementando, si fuese preciso, la dotación de personal para tales funciones, así como la implantación de actuaciones para mejorar la eficacia y eficiencia de las inspecciones realizadas.
- Informe sobre la revisión del manual de organización y funciones del Consejo de Seguridad Nuclear, así como de su relación de puestos de trabajo ajustada a sus necesidades reales, a la

vista de la experiencia acumulada con la actualmente aprobada.

- Informe sobre la revisión del marco coercitivo-sancionador en el que se incorporan actuaciones que fomentan un mayor grado de cumplimiento de los requisitos reglamentarios y normativos y para hacer las sanciones más coherentes con el riesgo asociado a los incumplimientos.
- Informe sobre el avance en la simplificación de la tramitación administrativa de los titulares que no modifican la propia autorización concedida por el Ministerio de Economía.
- Informe sobre el perfeccionamiento del marco regulador-normativo relativo a la gestión de combustible irradiado y a los residuos de alta actividad y su almacenamiento.
- Informe sobre la colaboración del Consejo de Seguridad Nuclear en la armonización internacional de los requisitos reguladores relativos a la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.
- Informe sobre la mejora de la redacción actual del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, para clarificar las funciones y responsabilidades del personal con licencia de las centrales nucleares.

Del Informe Anual del año 2002

Con referencia a las resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda de 17 de diciembre de 2003, correspondientes al Informe Anual del año 2002, se han iniciado las siguientes actuaciones:

- Verificación por la que se constata 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 nuclear de las instalaciones nucleares.

- Análisis profundo de competencias esenciales que le permita al CSN 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.
- Promoción de la realización de un estudio epidemiológico, en coordinación con especialistas de reconocido prestigio, sobre la influencia que las instalaciones nucleares tienen sobre la salud de las personas que habitan en el entorno de instalaciones nucleares en comparación con otras zonas del país.
- Promoción de una red de conocimiento en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que cubra diversas audiencias y tenga proyección exterior, especialmente en Iberoamérica.
- Profundización en el desarrollo de la política de encomiendas a las comunidades autónomas realizando todo el esfuerzo necesario para facilitar el traspaso de funciones y la asunción efectiva de las mismas por parte de las comunidades autónomas que aún no las tengan encomendadas.

Resoluciones periódicas

Así mismo, otra documentación que se remite al Congreso de los Diputados, con carácter periódico, 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.

- Finalmente, en cumplimiento de las resoluciones 23ª y 24ª de la Comisión de Economía y Hacienda de 9 de octubre de 2002, correspondientes al Informe Anual del CSN de 2001, se remiten informes técnicos, 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 con los programas de inspección de instalaciones radiactivas de uso médico.

10.1.2.4. Preguntas parlamentarias

Del Congreso de los Diputados

Igualmente se elaboraron los informes técnicos correspondientes a las propuestas de respuesta a las preguntas parlamentarias escritas, realizadas al CSN por los distintos grupos parlamentarios, desde ambas Cámaras.

A continuación se recoge una muestra de 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 gran importancia; tal es el caso de: Programa ESFUC sobre control radiológico; participación de las Confederaciones Hidrográficas en los Planes VRA (Vigilancia Radiológica Ambiental); disponibilidad del censo de instalaciones médicas; resultados del grupo de trabajo de protección de trabajadoras gestantes; Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC); contratos técnicos del CSN; gestión de residuos radiactivos; desmantelamiento, etc.

El número de solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno fueron 82, que corresponden a un número de informes mucho mayor, debido a que en la mayoría de los casos, cada una de estas solicitudes engloban dos, tres o más temas y preguntas. No se contabilizan 6 preguntas parlamentarias que fueron retiradas por el grupo parlamentario autor de las mismas.

De manera porcentual las preguntas parlamentarias relativas a centrales nucleares suponen el 84,1% del total, cuyo desglose por centrales se muestra en la figura 10.1

Las preguntas parlamentarias relativas a instalaciones radiactivas suponen el 6,1% del total y, finalmente, las relativas a instalaciones del ciclo suponen el 9,8% del total.

El número total de preguntas parlamentarias y no parlamentarias se desglosa por temas en la siguiente tabla 10.1

Finalmente la contribución de cada tema, considerando tanto preguntas parlamentarias como de otras instituciones, se expresa en la figura 10.2, donde los temas de seguridad nuclear y otros temas, que se exponen a continuación, acaparan la mayor atención de la sociedad.

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 dirigió a las centrales nucleares Santa María de Garoña y José Cabrera. En la primera, la preocupación mayor estuvo focalizada sobre los defectos encontrados en las penetraciones de los accionadores de barras de control.

Figura 10.1. Solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno

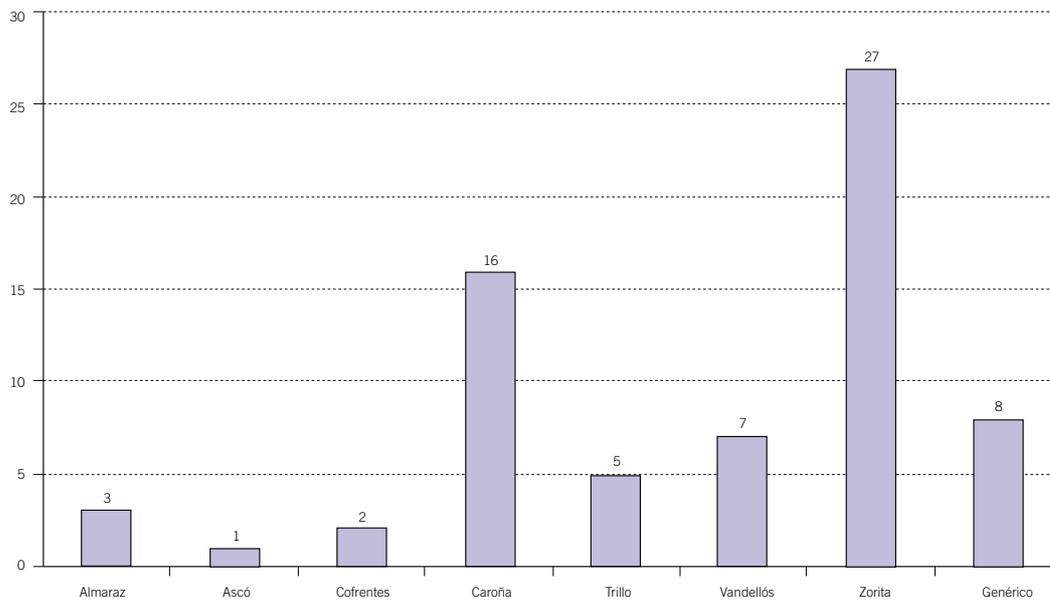


Figura 10.2. Preguntas parlamentarias y no parlamentarias por temas

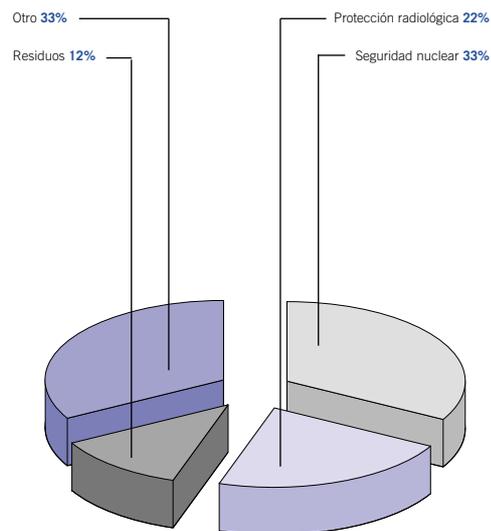


Tabla 10.1. Número de preguntas parlamentarias y no parlamentarias

Seguridad nuclear	Protección radiológica	Residuos	Otro
29	20	11	29

En cuanto a la segunda, se dedicó especial atención a las acciones derivadas del *Plan de mejora* de la seguridad nuclear y sobre las actividades de gestión de su vida útil, y a la seguridad nuclear y la protección radiológica asociadas a la *Autorización de explotación*, con referencia a las modificaciones del plan de residuos radiactivos; del manual de protección radiológica; del manual de garantía de calidad; del reglamento de funcionamiento; de las especificaciones técnicas de funcionamiento; del plan de emergencia interior; entre otras.

- Instalaciones radiactivas:

Algunos temas tratados que han sido de interés para los grupos parlamentarios, son los relativos a la disponibilidad del censo de instalaciones médicas en radioterapia, medicina nuclear y radiodiagnóstico; la autorización de funcionamiento a instalaciones radiactivas de 3ª categoría; existencia de diferencias en la categorización de los jefes de servicio de protección radiológica en centrales nucleares frente a otras instalaciones, entre otros aspectos.

- Instalaciones del ciclo:

La instalación del ciclo de combustible que prácticamente ha mantenido la atención de los grupos parlamentarios ha sido el centro de almacenamiento El Cabril (Córdoba) y algunos aspectos relacionados con la gestión de residuos en las centrales nucleares, metodologías de actuación, planes de desmantelamiento, etc.

Por temas

Atendiendo a otros temas, según el interés tanto de grupos parlamentarios como de otras institu-

ciones y organismos, una muestra representativa se expone a continuación:

- Seguridad nuclear

Entre las 29 preguntas parlamentarias y no parlamentarias relativas a seguridad nuclear se destacan las siguientes:

- Defectos en penetraciones, en los alojamientos del mecanismo de accionamiento de las barras de control, (CRDH), en la vasija de la central nuclear Santa María de Garoña;
- modificaciones de diseño o en las condiciones de explotación y las pruebas en la central nuclear José Cabrera;
- experiencia operativa propia y ajena en la central nuclear José Cabrera;
- modificaciones o cambios posteriores del reglamento de funcionamiento, especificaciones técnicas de funcionamiento y planes de emergencia exterior en central nuclear José Cabrera;
- intrusión en la central nuclear José Cabrera;
- razones del apercebimiento a la central nuclear Vandellós I por fallos en el sistema de protección contra incendios;
- exención temporal al cumplimiento de las especificaciones técnicas de la central nuclear Almaraz;
- resultados de las inspecciones al sumidero final de calor de la central nuclear Almaraz;
- revisión del estudio de seguridad de la central nuclear José Cabrera en relación con el proceso de recarga;
- calificación ambiental de las bombas de carga de la central nuclear José Cabrera.

- Protección radiológica

De las 20 preguntas parlamentarias y no parlamentarias que básicamente tratan temas de protección radiológica, una muestra de ellas son

relativas a: a) resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación de la central nuclear José Cabrera; b) razones para que no haya estaciones de muestreo y de seguimiento de orillas en el entorno de las centrales nucleares de Santa María de Garoña, Ascó y Cofrentes; c) modificaciones del *Manual de protección radiológica* de la central nuclear José Cabrera; d) razones que justifiquen, en la central nuclear de Trillo, el incremento de las concentraciones de tritio en el río Tajo; e) razones del incremento de los valores de tritio en el entorno de las centrales nucleares Trillo, José Cabrera, Almaraz y Santa María de Garoña; f) razones de la reducción de la frecuencia del muestreo y de análisis en la estación de Medina de Pomar; g) resultados del grupo de trabajo de protección de trabajadoras gestantes; h) razones de inexistencia de estaciones de muestreo de las aguas subterráneas en las zonas de las centrales nucleares Trillo y José Cabrera; i) medidas aceptadas por el CSN para reducir las dosis de exposición en las recargas de las centrales nucleares, etc.

- Residuos radiactivos

De las 11 preguntas parlamentarias y no parlamentarias que tratan fundamentalmente temas de residuos, se extraen como ejemplo las siguientes: a) razones del incremento de dosis colectivas en el año 2001 del centro de almacenamiento El Cabril; b) actividades del *Plan de gestión de residuos radiactivos* y revisión del *Estudio de seguridad* de la central nuclear José Cabrera en relación con el proceso de recarga de combustible gastado; c) estrategia a seguir para definir la solución al problema de los residuos nucleares en España, y en concreto los generados por Vandellós I; d) metodología para el cálculo de factores de residuos de las centrales nucleares con destino al centro de almacenamiento El Cabril, etc.

- Otros temas

En este punto que abarca temas de vigilancia radiológica ambiental, emergencias, adminis-

tración, garantía de calidad, genéricos, etc, se han respondido a 29 preguntas parlamentarias y no parlamentarias. Así, se resalta: a) reducción de la sanción que se impuso a la central nuclear José Cabrera relacionada con la *cultura de seguridad* en dicha central; b) aportación del CSN a la organización del simulacro de emergencia de la central nuclear de Trillo; c) razones del incremento del presupuesto del CSN para el ejercicio de 2003; d) estado actual de los trabajos de remodelación de la sala de emergencias del CSN; e) contratos técnicos en los últimos cinco años del CSN; f) programa de *Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales* (ESFUC) sobre control radiológico en centrales nucleares; g) necesidad de nuevos estudios epidemiológicos; etc.

Del Senado

El Senado ha realizado una pregunta parlamentaria con relación a un informe que literalmente dice: si con los medios y con los técnicos de la Junta de Castilla y León, o del CSN, se ha procedido a medir la posible existencia de materia prima radiactiva, entre el material de una empresa de recuperación.

10.1.3. Relaciones con la Administración Central

Un gran número de funciones atribuidas al CSN se realizan en coordinación y colaboración con los ministerios.

10.1.3.1. Ministerio de Economía

La Dirección General de Política Energética y Minas, perteneciente al Ministerio de Economía, 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.

En este sentido el día 20 de febrero de 2003 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 cuestiones relativas a la aplicación del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, la aplicación del reglamento Euratom 1493/1993, sobre traslado de fuentes radiactivas entre los Estados Miembros, la intercomunicación on-line de los registros del Ministerio de Economía y de las comunidades autónomas y las aplicaciones del R.D. 1891/91 sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico.

10.1.3.2. 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 6 de febrero de 2003.

Como continuación a la reunión del comité de dirección del acuerdo con la Dirección General de Protección Civil, celebrada en mayo de 2002, y en la que se acordó, que el CSN se hiciese cargo del mantenimiento de todos los equipos de los Grupos Radiológicos de los planes provinciales de emer-

gencias. Se ha hecho un inventario de los equipos a partir de los datos proporcionados por esa Dirección General y los jefes de grupos radiológicos, sobre características técnicas, ubicación y necesidades de mantenimiento preventivo, correctivo, verificación y calibración.

El Ministerio del Interior (MIR), CSN, Ciemat, Enresa y la Escuela Militar de Defensa, (NBQR, nuclear, biológica, química y radioactiva), han puesto en marcha iniciativas de formación de actuantes (radiológicos, sanitarios y logísticos) en los diferentes planes de emergencia.

Se ha puesto en marcha, junto con la Secretaría de Estado de Seguridad del MIR, la Subdirección General de Energía Nuclear del Ministerio de Economía y los titulares de las instalaciones nucleares, un plan de actuación para mejorar la seguridad física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos, que se ha concretado en el Sistema nacional de seguridad física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos.

Por otra parte, y también de manera coordinada con la Dirección General de Protección Civil, se han continuado desarrollando durante el año 2003 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. Entre ellas, cabe destacar la participación en las sesiones de información a la población programadas por la Unidad Provincial de Protección Civil y dirigidas a municipios del entorno de varias centrales nucleares. Además, y dentro del cumplimiento del citado Acuerdo del Consejo de Ministros, el CSN ha iniciado nuevas vías de colaboración con el Ministerio de Sanidad y Consumo y con el Ministerio de Educación, Cultura y Deporte.

El Consejo ha participado en los programas de formación de actuantes y de información a la población, que se han desarrollado en el marco de los planes provinciales de emergencia nuclear existentes: Penbu, Penca, Pengua, Penta y Penva, de Burgos, Cáceres, Guadalajara, Tarragona y Valencia, respectivamente.

Fruto de la necesaria actualización y concentración en un documento de las múltiples relaciones entre ambos organismos se ha elaborado el borrador del Convenio Marco de colaboración entre el CSN y el Ministerio del Interior y, al amparo del mismo, se han celebrado diferentes reuniones con la Secretaría de Estado de la Seguridad con el fin de promover un acuerdo específico, en vías de tramitación, sobre seguridad física de las instalaciones, actividades y materiales radiactivos. Al mismo tiempo, y con el fin de impulsar el acuerdo específico con la Dirección General de Protección Civil sobre planificación, preparación y respuesta ante situaciones de emergencia nuclear o radiológica, se han mantenido reuniones con ese organismo, analizando, entre otras cosas, criterios para escenarios y planificación de ejercicios y simulacros.

10.1.3.3. 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 2003 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 2003, del 30 de junio al 4 de julio, se ha preparado y llevado a cabo el *Curso básico de protección radiológica*, dirigido a profesores de enseñanza secundaria de las especialidades de matemáticas, física y química y naturales.

10.1.3.4. Ministerio de Sanidad y Consumo

En el año 2003 continuaron los trabajos de 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. 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 ambos organismos, se considera necesaria la preparación y puesta en vigor de un *Convenio Marco* de colaboración con el Ministerio de Sanidad y Consumo 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. Según este Convenio, se prepara 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 de este Ministerio a fin de colaborar en aquellos aspectos que el Acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, 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 habían iniciado. Una relativa a la coordinación con el Mi-

nisterio y con las comunidades autónomas y otra de información a los representantes de las mismas a través de la ponencia sobre protección radiológica.

10.1.3.5. Ministerio de Defensa

Durante el año 2003, 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 explicaron todos los elementos y actuaciones que el CSN desarrollaría en el hipotético caso de una emergencia nuclear.

10.1.3.6. 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, en abril de 2003 se celebró en la Sala de emergencias del CSN, una reunión de actualización informativa sobre medios, actuaciones, etc.

10.1.3.7. Otros departamentos ministeriales

El CSN desarrolló sus funciones de asistencia técnica y asesoramiento a otros ministerios.

Asimismo, el CSN remitió la información solicitada desde el Ministerio de Trabajo y Asuntos Sociales, en relación con la decisión del CSN para la creación de un comité consultivo para la seguridad, higiene y protección de la salud en el trabajo.

10.1.4. Relaciones con las administraciones autonómicas

El CSN mantiene relaciones institucionales con las administraciones autonómicas por dos vías distintas: relaciones generales y encomienda de funciones.

10.1.4.1. 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, 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 referente a 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 distinguidos organismos con compe-

tencias en la aplicación de dicho Título, las actividades del CSN y los programas de trabajo existentes.

Por otra parte, la Comunidad de Madrid desarrolla un amplio programa de actividades con industrias de alto nivel técnico y las relaciones entre ambos organismos es extensa, se está trabajando en la elaboración de un *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, se destacan las siguientes:

- Gobierno de Navarra: estado de la concesión de autorización de funcionamiento de instalaciones radiactivas.
- Junta de Castilla y León: solicitud de información sobre la central nuclear Santa María de Garoña sobre el agrietamiento de los manguitos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control de la vasija y su repercusión en la seguridad del funcionamiento de la instalación

10.1.4.2. Comunidades autónomas: encomiendas 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 su-

ponen una transferencia ni una delegación de competencias, sino de funciones.

De acuerdo con ello, está 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 inspecciones 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.
- Sobre los 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.

Se prevé la firma, en los próximos meses, del acta de entrada en vigor del convenio de encomienda a la comunidad autónoma de Canarias, con lo que el CSN tendría firmados convenios de encomienda con las siguientes comunidades autónomas: Islas Baleares, Canarias, Cataluña, Galicia, Navarra, Valencia y País Vasco.

Los acuerdos de encomienda con la Generalidad de Cataluña y con la Generalidad Valenciana

prevén que éstas realizarán los programas de control de los PVRAS, (Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental), 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 los datos de las redes establecidas en estas comunidades.

En el año 2003, 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 2003, se constató el alto grado de ejecución de las actividades y la buena marcha general de la encomienda de funciones. Una aportación más de las comunidades autónomas con encomienda, cuyo consenso se ha iniciado durante 2003, es la inclusión en los correspondientes convenios de encomienda de la participación de los inspectores autonómicos en los planes de emergencia.

Asimismo, dentro de ese ámbito, se ha celebrado, el 22 de octubre de 2003, la reunión anual con los inspectores encomendados en las distintas comunidades autónomas con acuerdo de encomienda. El objetivo de esta reunión es la armonización de los criterios utilizados para el desarrollo de las funciones encomendadas en todo el territorio nacional.

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.

10.1.5. Relaciones con las administraciones locales

Los municipios de los entornos de las instalaciones nucleares y la organización que los engloba: 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 entrará en vigor, con su firma, el 12 de febrero de 2004.

En cuanto a las solicitudes de información que los ayuntamientos plantean, caben destacar las siguientes:

- Ayuntamiento de Almaraz: petición de informe sobre casos de riesgo en la central nuclear de Almaraz en los últimos cuatro años.
- Ayuntamiento de Madrid: respuesta al escrito dirigido por la coordinadora de afectados del (PIMIC), Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat .

10.1.6. Relaciones con otros organismos institucionales

En cuanto a las solicitudes de información planteadas por el Defensor del Pueblo, cabe destacar la petición de información, por la denuncia de un particular sobre la situación de la comarca de Palomares, tras el accidente de enero de 1966.

10.1.7. 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 y convenios, entre los 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 han 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 me-

didias 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, con el Ciemat se actualiza el acuerdo específico de desarrollo de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental Independiente (PVRAIN) para las centrales nucleares José Cabrera y Trillo.

10.1.8. Relaciones con universidades

Se han gestionado y firmado acuerdos específicos con la Universidad Politécnica de Cataluña para el fomento de programas de formación en el área de la ingeniería nuclear y 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).

En noviembre de 2003, el CSN ha participado en un seminario sobre la comunicación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica para periodistas y estudiantes de la Universidad Europea de Madrid.

Finalmente se han firmado una serie de acuerdos específicos con la Universidad Politécnica de Madrid sobre metodología, herramientas de cálculo y fenomenología asociada con la aplicación de los APS de nivel 2 y, otro, con la Universidad Politécnica de Cataluña sobre un programa de vigilancia radiológica ambiental (Red de estaciones de Muestreo).

También, como cada año, con las universidades de León, de Salamanca, de Cáceres de Badajoz y de 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 Santa María de Garoña, fábrica de elementos combustibles de Juzbado y Planta Quercus, central nuclear de Almaraz, Planta Lobo-G de tratamiento de minerales de uranio de la Haba y el centro de almacenamiento El Cabril y la fábrica de uranio de Andújar (FUA), respectivamente.

10.1.9. 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 2003 se remitieron comunicaciones e informes a Greenpeace y otras asociaciones de ecologistas sobre, por ejemplo, *solicitud de exención temporal al cumplimiento de las especificaciones técnicas de funcionamiento en central nuclear de Almaraz* y sobre la *necesidad de nuevos estudios epidemiológicos en el entorno de instalaciones nucleares*. 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 27 de marzo de 2003, donde se trataron los temas de formación del personal, contratas, brigadas contra-incendios, entre otros.

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 las dos reuniones anuales del Foro de Protección Radiológica con las asociaciones Sociedad Española de Protección Radiológica y 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 a 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, etc.

Fruto de esta actividad se ha preparado el acuerdo específico de colaboración entre el CSN, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica, para la formación e información básicas a diversos colectivos sobre el uso de radiaciones ionizantes en el medio sanitario.

En otro contexto, el día 9 de diciembre de 2003, se ha firmado un Convenio Marco con el Colegio Oficial de Físicos para la formación divulgativa sobre Radiofísica, Radioprotección, Residuos Radiactivos y Energía Nuclear en el ámbito Iberoamericano. Se encuentra en trámite administrativo un acuerdo específico que permita desarrollar todo el contenido del Convenio Marco.

Asimismo, el día 29 de octubre de 2003 se ha firmado un 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.

10.1.10. 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.

La convocatoria vigente durante el año 2003 fue publicada en el BOE número 9 de 10 de enero de 2003. El presupuesto para el capítulo de subvenciones durante el año 2003 fue de 160.750 euros, desglosado de la siguiente manera:

- 35.650 euros. Capítulo 440: organismos autónomos.
- 67.040 euros. Capítulo 448: universidades.
- 58.060 euros. Capítulo 481: familias e instituciones sin ánimo de lucro.

Con cargo a este presupuesto se han concedido las siguientes 11 subvenciones, por un total de 116.3042,84 euros, lo que supone un 72,37% del total presupuestado para este año.

Este presupuesto se ha utilizado para financiar o cofinanciar proyectos con diferentes organismos y entidades nacionales; colaboraciones con diferentes universidades; congresos y conferencias, etc., en los temas que a continuación se detallan:

- Asociación de municipios en áreas de centrales nucleares *Jornada sobre transparencia, información y participación en materia nuclear en España.*
- Fundación para el fomento de la innovación industrial: *Master en tecnologías para la generación de energía eléctrica.*
- Universidad de Valencia: *Elaboración de normas sobre equipos de radiactividad ambiental.*
- Universidad de Cantabria: *Proyecto Errica-2.*

- Universidad de Málaga: *Actividad mínima detectable en medidas de vigilancia radiológica ambiental*.
- Sociedad Española de Física Médica: *Revista Física Médica*.
- Asociación Española de Radioterapia y Oncología: *XII Congreso de AERO*.
- Universidad Europea de Madrid: Comunicación científica y seguridad nuclear.
- Sociedad Española de Protección Radiológica: IRPA-11.
- Universidad de Murcia: curso de teleenseñanza 2ª edición de protección radiológica.
- Universidad de Extremadura: Seminario sobre centrales nucleares y protección radiológica.

Por último, se han elaborado unas nuevas bases reguladoras, de acuerdo a la nueva Ley General de Subvenciones y, unas nuevas bases de convocatoria para la concesión de subvenciones o ayudas en materias relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, publicadas en el BOE número 25 de fecha 29 de enero de 2004.

Finalmente, se han gestionado las siguientes seis propuestas de gasto:

- Sociedad Nuclear Española, para la traducción del *Glosario* del OIEA.
- Real Academia de Ciencias, para la realización del Diccionario Español de la Energía.
- Fundación Genes y Gentes, para la realización de una jornada divulgativa.

- Ciemat, para la ejecución y desarrollo de una conferencia internacional de la UE, CSN y OIEA.
- Universidad de Barcelona, para la realización de unas jornadas técnicas del proyecto internacional SETH-OECD
- NEA (OECD), para la realización de un seminario sobre selección de estrategias para la clausura de instalaciones nucleares.

10.2. Relaciones internacionales

10.2.1. Aspectos generales

La proyección internacional del CSN se apoya en las relaciones bilaterales con instituciones homólogas de otros países y en multilaterales con organismos e instituciones internacionales.

En el ámbito bilateral el CSN ha profundizado durante el año 2003 en las relaciones con Estados Unidos de América y Francia 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, Ucrania, Argentina, Brasil, México, Cuba, Marruecos, y Corea del Sur.

El CSN participa en los órganos de gobierno y 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 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, a través de su presidencia, en asociaciones internacionales de reguladores como INRA (International Nuclear Regulators Association), WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) y en el Foro de Reguladores Iberoamericano.

El CSN también contribuye al sostenimiento y desarrollo de instituciones internacionales no gubernamentales importantes para la seguridad radiológica y la salud de las personas como la Comisión Internacional para la Protección Radiológica. Actualmente un funcionario del CSN es miembro de sus comisiones de trabajo.

España es parte de numerosos tratados internacionales relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica. En algunos de ellos, el CSN tiene una presencia activa en cuanto a las obligaciones aceptadas por el Estado español, como se desarrolla en apartados posteriores.

Las figuras 10.4 y 10.5 muestran en modo de bloques, la participación del CSN en organismos internacionales y las relaciones bilaterales, respectivamente.

Las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear, de acuerdo con su Ley de Creación, en lo que a las relaciones internacionales concierne, son:

- Mantener, en materia de su competencia, relaciones internacionales con organismos similares extranjeros.
- 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, los cuales serán tenidos en cuenta en el ejercicio de las funciones que son conferidas al CSN por la Ley.

No obstante, el objetivo general para el año 2003 ha sido la mejora de la eficiencia en la participación del CSN a nivel internacional.

10.2.1.1. 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.
- Participar en proyectos internacionales de investigación y desarrollo.
- Participar 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 Iberoamérica, del centro y este de Europa, de la antigua URSS y de Asia.

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 constantemente sus prácticas de trabajo, manteniendo al mismo tiempo su papel destacado en el marco internacional de los organismos reguladores.

En resumen, se puede mencionar que el CSN participa en:

Figura 10.4. Participación del CSN en organismos internacionales



Figura 10.5. Mapa de convenios bilaterales



- a) Seis convenciones internacionales
- b) 120 grupos de trabajo de la Unión Europea (UE), Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), Nuclear Energy Agency (NEA), Foros, etc.
- c) 19 convenios bilaterales generales y cuatro convenios específicos
- d) Seis proyectos internacionales de investigación de la NEA.

10.2.1.2. Estrategia y áreas de trabajo

Relaciones multilaterales

La participación del CSN en grupos de trabajo internacionales del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) de Naciones Unidas, la Unión Europea (UE) y la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (NEA/OCDE), es una actividad institucional primordial. Los temas tratados durante estas reuniones multilaterales permitieron conocer, intercambiar y adoptar decisiones estratégicas comunes y armonizadas 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 de la UE sobre fuentes selladas de alta actividad y sobre armonización de criterios en seguridad nuclear y en residuos de la UE del Grupo de Cuestiones Atómicas (AQG) del Consejo de la Unión Europea; la elaboración del *Primer Informe Nacional* y reunión de examen en relación con la *Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión de Combustible Gastado y de los Residuos Radiactivos*, así como la presidencia del grupo 5 que evaluó a países como Finlandia, Canadá, República de Corea, Polonia, Austria y Hungría.

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, lanzados desde los grupos de trabajo 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 de Europa Occidental (WENRA) y el Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericanos (FORO).

10.2.2. Relaciones multilaterales

La participación del Consejo de Seguridad Nuclear en organismos internacionales aparece reflejada en la figura 10.4. Se resaltan por su importancia las siguientes actuaciones:

10.2.2.1. Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y de los Residuos Radiactivos

La Convención Conjunta entró en vigor el 18 de junio de 2001. España es parte de dicha convención junto a otros 32 países.

El objetivo de esta convención es lograr y mantener en todo el mundo un alto grado de seguridad en la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos mediante la mejora de las medidas nacionales y de la cooperación internacional, incluida cuando proceda, la cooperación técnica relacionada con la seguridad. También es objetivo asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos haya medidas eficaces contra los riesgos radiológicos potenciales, para proteger a las personas y al medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.

Dicha convención, en cuanto al proceso de elaboración de su informe nacional, redacción de preguntas y respuestas y proceso de examen, sigue una metodología análoga a la Convención sobre seguridad nuclear aunque, en esta ocasión, el primer informe nacional ha sido elaborado por los siguientes organismos y entidades: el CSN, Enresa, Unesa y Ministerio de Economía. La primera reunión de examen se celebró en Viena del 3 al 14 de noviembre de 2003.

España perteneció al grupo 2 de países de la reunión de revisión junto con Francia, Bulgaria, Rumanía, Luxemburgo, Dinamarca y Australia

En la reunión de examen, todos los países realizaron una presentación de su Primer Informe Nacional requerido por el artículo 32 de la Convención. La delegación española presentó su informe y asistió a la presentación de los informes de otros países interviniendo activamente en la fase de preguntas orales y creación del informe de examen.

Los aspectos más relevantes que merecieron la atención de los representantes *Partes contratantes* presentes en la presentación del Informe Nacional y que se recogen en el Informe del Relator son:

- La decisión de posponer la toma de decisiones sobre la gestión final del combustible gastado y

los residuos de alta actividad hasta el año 2010, el proceso y los desarrollos nacionales para la toma de decisiones.

- Información e intervención del público en los procesos de toma de decisiones referido en el punto anterior.
- Distinción entre material declarado para almacenamiento convencional y la nueva categoría de residuos de muy bajo nivel de actividad.
- Desarrollo del marco legislativo sobre gestión de residuos de alta actividad y control institucional a largo plazo.
- El papel del CSN y su potestad reguladora. El régimen sancionador.
- Licenciamiento de instalaciones en proceso de clausura.
- Seguridad del combustible gastado y estrategias para su almacenamiento intermedio en una instalación temporal centralizada o en instalaciones de almacenamiento temporal en el emplazamiento de las centrales nucleares.
- Proceso de planificación de la gestión de los residuos vitrificados de alta actividad procedentes del reprocesamiento del combustible gastado de Vandellós I, que está previsto retornen a España en el año 2010.
- Control institucional de los estériles de minería y fabricación de concentrados de uranio tras su restauración.
- Evaluación de la seguridad del almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril, tras el cierre de la instalación.

- Legado de residuos radiactivos procedentes de prácticas pasadas, en particular, sobre la gestión de las fuentes de radio.
- Gestión de fuentes selladas en desuso, fuentes huérfanas, (en relación con el Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos).

En mayo se remitió al OIEA, que ejerce funciones de secretaría de la Convención, el Informe español.

Se procedió a elaborar preguntas a los informes de otros países y a responder a aquellas realizadas al Español.

Se asistió a las reuniones de organización en marzo y de revisión en noviembre. Se mantuvieron reuniones nacionales con el Ministerio de Economía, Enresa y Unesa para la organización de todas las labores durante todo el 2003.

España, mediante un representante del CSN, presidió el grupo cinco, de países.

El informe español, el documento de conclusiones que incluía el Informe resumido de la Convención y las conclusiones del examen de España, fueron remitidos a las Cortes Generales por el Ministerio de Economía, coordinador del grupo español. Asimismo, estos documentos son de acceso público a través de las páginas web del Ministerio de Economía y del CSN.

10.2.2.2. 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, le aplica el *Real Decreto 158/95: concesión de autorización de posesión, uso, manipulación y almacenamiento de materiales nucleares.*

Esta convención está inmersa en proceso de revisión, en el cual participa el CSN. En marzo de 2003 el CSN formó parte de la delegación elegida para los trabajos del Grupo de Expertos Jurídicos y Técnicos de composición abierta, encargado de elaborar un proyecto de enmienda de la Convención. La propuesta de convención revisada incluye temas como: la protección del material nuclear en su uso, almacenamiento y transporte nacional e internacional, protección de las instalaciones nucleares, protección contra el sabotaje del material nuclear y de las instalaciones nucleares, protección de la información clasificada. También incluye la responsabilidad nacional en la protección física, el establecimiento de objetivos y principios fundamentales de protección física y nuevas definiciones de material nuclear, sabotaje e instalación nuclear.

Los principales objetivos de la revisión de la convención son la reducción significativa del riesgo de robo, uso malintencionado de material nuclear y sabotaje de instalaciones nucleares y material nuclear que puede entrañar riesgos de proliferación, daños al público y al medio ambiente y la ratificación por parte del mayor número posible de estados.

10.2.2.3. 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.

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, Zorita y la fábrica de combustibles de Juzbado.

El CSN ha elaborado los informes presentados por España con los datos correspondientes a 2002, sobre los vertidos de las instalaciones nucleares españolas, los cuales el CSN elabora 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.

10.2.2.4. 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.

Resultados destacados de iniciativas del OIEA son las convenciones internacionales como la Convención de Seguridad Nuclear y la Convención Conjunta sobre la Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos.

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 (IRRT); 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. Actualmente está en proceso de reestructuración in-

terna con programas de trabajo y presupuesto basados en resultados. En Seguridad Nuclear, acomete actividades de mejora de la seguridad en reactores de investigación, actividades de mantenimiento de la capacidad técnica, promueve 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.

Dentro de las actividades del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) hay que indicar que el CSN contribuyó en el año 2003 con 323.230 euros (lo que supone un incremento de casi el 22% con respecto al año anterior), al total aportado por el Estado Español, que es el 2,4% del total del presupuesto del OIEA.

La aportación en cuanto a participación técnica del CSN a este Organismo es alta. El cuerpo técnico del CSN realiza un seguimiento cercano del programa de trabajo del OIEA y participa activamente en él. Durante 2003 participó en más de 40 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 47ª Conferencia General y ha gestionado la estancia de visitas científicas procedentes de Turquía e Indonesia a las áreas de protección radiológica operacional y calidad respectivamente.

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 séptima sesión de la Conferencia General del OIEA tuvo lugar en Viena, a mediados de septiembre de 2003, con la participación de delegados de los países miembros, entre ellos España.

Durante dicha reunión, se revisaron las actuaciones del año 2002 y se aprobaron los proyectos de 2003, se conminó a los Estados miembros a realizar las contribuciones económicas voluntarias según marca el Estatuto, se puso en relieve el progreso existente en la acogida del Plan de Acción Internacional para la protección radiológica del paciente, agradeciendo en este sentido al Gobierno de España el apoyo dado al Comité de Dirección para acoger en Madrid en 2004 la reunión IRPA, se insistió en la importancia de la formación y el entrenamiento y la necesidad de avanzar en la implantación de red de conocimiento para la educación a distancia y se trataron en profundidad aspectos relativos a la seguridad física y medidas de protección contra terrorismo nuclear y radiológico, entre otros.

Un elemento estructural de cada conferencia es la declaración del director general, que pasó revista a las principales áreas de actividad del OIEA desde la pasada conferencia, entre las que destacan:

- Es necesaria mayor eficacia y transparencia en materia de seguridad, para satisfacer la demanda pública existente en muchos países.
- El OIEA promueve de forma activa los sistemas de información compartida de experiencias y conocimientos a través de los *Peer review programmes*. No obstante, debe existir un compromiso más focalizado para asegurar que las lecciones aprendidas en un país sean comunicadas con eficacia y rigurosamente al resto de países, y que estas lecciones sean incorporadas en las distintas prácticas operacionales y regulatorias.
- La revisión continua y actualización de estándares ha progresado adecuadamente. La intención es completar la actualización durante 2004. Asimismo, se pretende abordar las carencias existentes en estos momentos, como el establecimiento de estándares internacionalmente aceptados en almacenamientos geológicos pro-

fundos, e implantar una mayor coherencia en la estructura normativa en los próximos tres años.

- Los esfuerzos y recursos destinados a la mejora de protección frente al terrorismo nuclear han sido importantes. Se han realizado misiones de evaluación y actividades de formación en identificación de vulnerabilidades y medidas de protección. No obstante, este aspecto sigue siendo prioritario para el OIEA, por ello la cooperación internacional es absolutamente necesaria.

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.

España sustituye a Kuwait en la presidencia de la Junta Gobernadores desde septiembre de 2003. Este cargo será ocupado hasta septiembre de 2004 por el Embajador y Representante Permanente de España ante los Organismos Internacionales. Con este motivo, cumpliendo la solicitud realizada desde la Secretaría de Estado de Exteriores, el CSN está llevando a cabo un apoyo técnico extraordinario.

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 es un grupo de expertos en seguridad nuclear, cuya misión principal es asesorar al director general del OIEA.

Normas

La Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS) del OIEA, gestiona los diferentes grupos de trabajo en relación con las normas de seguridad nuclear, pro-

tección radiológica, gestión de residuos y transporte de material radiactivo. En normas continuó el trabajo emprendido en 2002, 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).

Misiones internacionales

En noviembre de 2003 se llevó a cabo la evaluación de seguimiento de la misión Operational Safety Review Team (OSART) realizada a la central nuclear Santa María de Garoña y que comenzó en 2002, con resultados excelentes.

El objetivo de estas misiones es evaluar exhaustivamente la seguridad en la explotación, que comparan el funcionamiento de diversos programas y procedimientos de operación de la central con las mejores prácticas de seguridad que se siguen en otras centrales nucleares del mundo.

Asistencia a países de Asia y del Lejano Oriente

El programa extrapresupuestario sobre la seguridad de las instalaciones nucleares del sureste asiático, pacífico y países del lejano oriente, (EBP) es un programa del OIEA, instaurado en 1997, para reforzar la seguridad nuclear y mejorar las capacidades técnicas de las autoridades reguladoras y de las organizaciones técnicas de apoyo de diversos países de la región asiática tales como: China, Filipinas, Indonesia, Tailandia y Vietnam. España colabora en esta función junto a Alemania, Corea del Sur, Estados Unidos, Francia y Japón.

En 2003 se ha participado en el seguimiento de los trabajos que se realizan para diseñar e implantar una red de conocimiento de seguridad nuclear.

Cursos y becarios

El CSN colabora acogiendo becarios y visitas científicas de otros países. En el año 2003, el CSN gestionó y acogió visitas científicas y becarios de varios países, entre ellos Brasil, Turquía e Indonesia, atendiendo a las posibilidades, necesidades y campos de trabajo de las diferentes áreas del CSN. Igualmente se celebraron consultas con la oficina de asuntos legales del OIEA para la colaboración en la formación de expertos jurídicos, en especial aquellos de habla hispana.

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.

10.2.2.5. Unión Europea

Las relaciones multilaterales dentro del seno de la Unión Europea constituyen una actividad importante del CSN. Mediante ellas, se comparten las prácticas comunitarias en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica propiciando así la cooperación entre sus miembros.

Un apartado destacado de esta cooperación, es la asistencia a los Nuevos Estados Independientes (países de la ex-URSS) mediante los fondos TACIS, coordinados en las reuniones del Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG) y del Grupo de Concertación Europea (CONCERT).

El CSN continuó participando en la aplicación de directivas comunitarias preparadas por los grupos de expertos de los artículos 31, 35, 36 y 37 del

Tratado Euratom, siendo miembro del comité científico-técnico que supervisa el cumplimiento de dicho tratado.

El CSN fue 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. Sin embargo, la descripción detallada de participaciones y objetivos pertenece al apartado de I+D de este informe.

En el año 2003 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 proliferación, 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 2003 se acudió a las reuniones del grupo de cuestiones atómicas en las que se trabajó sobre la recientemente publicada directiva de fuentes selladas de alta actividad, así como sobre las 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. Estas dos propuestas pretenden armonizar, en el ámbito comunitario, los niveles de seguridad nuclear dentro del territorio de la Unión Europea, así como acercar las opciones de los Estados en cuanto a la disposición final de los residuos, habida cuenta de la incorporación en el 2004 de diez nuevos Estados miembros, cuyas situaciones están ya siendo consideradas. El CSN ha participado también en las reuniones convocadas para la toma de posiciones nacionales en el Consejo de la Unión Europea. Los trabajos han llevado a modificar sustancialmente los textos iniciales, recogiendo las propuestas de las delegaciones nacionales, si bien estas labores continuarán durante el 2004.

Propuestas de Directivas de Seguridad Nuclear y Residuos

Durante el año 2003 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 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 directiva relativa a seguridad nuclear.

La directiva sobre seguridad nuclear tiene incidencia en la definición e independencia de la autoridad reguladora nacional de seguridad nuclear, a través del examen de sus actividades así como de la rendición de cuentas sobre el estado de la seguridad nuclear y en la posible necesidad de modificar la legislación al respecto.

Su objetivo es instituir un marco de normas comunes en materia de seguridad nuclear y los mecanismos de control que alcance a todas las instalaciones nucleares de la Europa ampliada.

Finalmente, a través de la coordinación de los sistemas nacionales dentro de un marco comunitario, se trata de mantener el alto nivel de seguridad nuclear en la UE ampliada. Así mismo establece el crear fondos suficientes y seguros que cubran las operaciones de desmantelamiento de las instalaciones nucleares en el momento preciso.

La directiva de residuos tiene como objetivo la puesta en marcha de los programas para la disposición de los residuos radiactivos de baja, de media y de alta actividad, a través de la cooperación y el mantenimiento de altos niveles de seguridad en todo el territorio comunitario.

Para dotar a las instalaciones nucleares de un alto nivel de seguridad, dentro del enfoque comunitario, se pretende establecer normas internacionales como marco básico de referencia para disponer de un único conjunto de normas que reflejen las mejores prácticas y sean aplicadas de forma universal.

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 beneficiarios. 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. Se evalúan los Fondos Phare y Tacis, se hacen presentaciones temáticas (normativa, prácticas de inspección, envejecimiento, etc.).

En la reunión de mayo de 2003, se discutió sobre los problemas que surgen en el desmantelamiento de instalaciones nucleares y en la gestión de todos los residuos generados. Además, el Grupo CONCERT está trabajando en un informe que recoge todas sus actividades desde su creación y propone las líneas para llegar a una mayor armonización de prácticas de trabajo.

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 la reunión de Bruselas RAMG 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 proyecto Phare de asistencia a los países candidatos a la ampliación, teniendo en cuenta que el 1 de enero de 2004 estos países beneficiados formarán parte de la UE. En cambio, la asistencia en temas de seguridad nuclear para los países de la ex-Unión Soviética, la coordina la Dirección General de Relaciones Exteriores.

En 2003, el CSN aprobó participar en el 5º proyecto de Asistencia al Organismo Regulador de Ucrania. Esta actividad que se inició a finales de año, y se prolongará a lo largo de todo el año próximo, engloba 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. No cabe duplicación con otro grupo de trabajo como Concert (formado por UE, Rusia, Armenia, Kazajistán, Bielorrusia y Ucrania) porque NRWG es mucho más técnico. La tendencia de NRWG es continuar como grupo asesor de la UE. Ayudar a los Estados a identificar temas específicos de seguridad nuclear en los que un punto común o una armonización es beneficiosa, a intercambiar experiencias e información sobre sucesos en centrales nucleares NPPs y aspectos reguladores. Todas sus opiniones son consensuadas y publicadas como informes técnicos.

10.2.2.6. NEA/OCDE

La Agencia para la Energía Nuclear es un organismo semiautónomo dentro de OCDE con sede en París. Asiste a los países miembros en el mante-

nimiento 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 legislación nuclear, regulación, seguridad nuclear, ciencias nucleares, derecho nuclear, protección radiológica, salud pública, gestión de residuos e investigación y desarrollo.

España, a través del CSN acogió la celebración en Lanzarote del Segundo Foro sobre la Política Futura de la Protección Radiológica, organizado por la OCDE/NEA en colaboración con la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) que se llevó a cabo del 2 al 4 de abril de 2003 en Lanzarote. A la reunión en la que el CSN participó activamente tanto en el comité organizador como en las sesiones técnicas, asistieron 97 especialistas de 20 países para debatir las implicaciones que para reguladores, operadores, trabajadores y público en general, tendrán las próximas recomendaciones de la ICRP, previstas para el año 2005.

En mayo de 2003 tuvo lugar en París la reunión Macre 2003 en la que participaron los máximos responsables en seguridad nuclear de los países miembros de la OCDE con el objeto de analizar mediante el intercambio de experiencias, cómo medir, evaluar y comunicar la eficiencia de las autoridades en seguridad nuclear y cuyo punto de partida eran los resultados del proyecto piloto llevado a cabo por 10 países miembros de NEA durante los últimos años.

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 2003 el Comité concluyó no modificar significativamente el 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 Regulatoras 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.

En el mes de abril, España acogió en Lanzarote el Segundo Foro sobre la Política Futura de Protección Radiológica, organizado por la NEA en colaboración con la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Se discutieron, en presencia de 97 especialistas de 20 países, la implicación que para reguladores, operadores, trabajadores y público en general, tendrán las próximas recomendaciones de la ICRP, previstas para el año 2005.

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 8 dedicado a los planes de investigación.

10.2.3. 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.

Este año, se ha dado un gran impulso a los acuerdos con Suecia y Estados Unidos ya que de toda la comunidad internacional, son dos de los países con prácticas más semejantes a las españolas, y en muchos campos, están a la cabeza en lo que se refiere a la eficacia reguladora.

En el 2003 se han activado las relaciones con algunos organismos reguladores, tales como el KINS coreano.

10.2.3.1. República Federal de Alemania

El acuerdo con Alemania permite el intercambio frecuente de información entre el CSN y el Ministerio de Medio Ambiente alemán (BMU), en particular sobre los incidentes operativos y la nueva normativa emitida que es de gran importancia para el control regulador de la central nuclear de Trillo.

En 2003 el Ministerio de Medio Ambiente alemán, que está realizando un estudio sobre la independencia del organismo, envió al CSN un grupo de expertos jurídicos para discutir sobre las prácticas de trabajo y la normativa de la autoridad reguladora que garantiza el principio de independencia.

Asimismo, otra delegación del BMU visitó el Consejo de Seguridad Nuclear en noviembre, reuniéndose con varios técnicos para discutir sobre prácticas reguladoras para la gestión de accidentes y el uso de los Análisis Probabilísticos de Seguridad. El objetivo de la reunión era comparar estas prácticas entre la Central de Trillo, y la alemana Neckarwestheim, de mismo diseño.

10.2.3.2. República de Argentina

Por iniciativa de la Autoridad Reguladora Argentina, se realizó una visita durante la cual se mantuvieron reuniones técnicas y se realizaron visitas a instalaciones radiactivas y nucleares. Se identificaron áreas de interés común y se acordó el intercambio de expertos en las áreas de seguridad radiológica y nuclear.

10.2.3.3. República de Cuba

Se han realizado las gestiones para el envío de material de protección radiológica a la Autoridad Reguladora, habiéndose planificado las actividades a realizar para la puesta a punto de estos equipos.

10.2.3.4. República Eslovaca

Dentro de un programa de acercamiento entre ambos países, el Ministerio de Economía organizó una visita a España para altos representantes del Ministerio de Política Energética y de la compañía estatal de producción de energía eléctrica. El objetivo principal de esta visita era conseguir el apoyo del Gobierno Eslovaco para la concesión del liderazgo a España para los trabajos relacionados con el desmantelamiento de la Central Nuclear de Bohunice, subvencionados por el Banco Europeo de Reconstrucción y Desarrollo.

Una de las actividades consistió en una reunión de alto nivel con el Consejo y una serie de presentaciones institucionales y técnicas, principalmente sobre desmantelamiento de instalaciones nucleares.

10.2.3.5. Estados Unidos de América del Norte

Este acuerdo es uno de los más útiles, 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, inclu-

yendo la asistencia y participación en cursos y conferencias.

Se ha gestionado una visita institucional al almacenamiento geológico profundo en Yucca Mountain.

Durante 2003, además de los grupos de trabajo contemplados en el acuerdo bilateral entre la Comisión Reguladora Nuclear de EE. UU. 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.

En la primera reunión, celebrada en Washington en noviembre, una representación del CSN, encabezada por su Presidenta, sentó las bases para estas reuniones y discutió sobre los puntos de interés común entre ambos organismos que se desarrollarán en los próximos encuentros. La NRC se mostró especialmente abierta con la delegación española, ofreciendo toda la colaboración e información que se solicitaba y agradeció el apoyo de España en temas que se están desarrollando actualmente en el ámbito internacional.

También se ha suministrado información a la NRC y se ha gestionado la recibida de ella sobre incidentes, como la notificación por parte de la NRC del hallazgo en Estados Unidos de una fuente de Americio en una partida de chatarra procedente de España.

10.2.3.6. 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 Cherburgo, Francia. Entre otros temas tratados, se discutió la propuesta francesa

para clasificar incidentes en instalaciones radiactivas, basada en la escala INES (International Nuclear Event Scale), las actividades del CSN para el licenciamiento y vigilancia de las instalaciones radiactivas médicas, la ventaja de una estrategia reguladora informada en el riesgo frente a corrientes más deterministas y la política de información para conseguir la confianza del público.

Para mejorar los resultados de estas reuniones bilaterales, se decidió formar tres grupos de trabajo (desmantelamiento, comunicación y escala para la clasificación de incidentes en instalaciones radiactivas) y ampliar las actividades cruzadas en inspecciones y participación en simulacros y ejercicios de emergencias. Los resultados de estas actividades se presentarán en las reuniones bilaterales anuales y se definirá el enfoque a seguir.

Dentro de este acuerdo bilateral, desde hace ya varios años, se está fomentando el intercambio de expertos entre ambos organismos. Un técnico del CSN estuvo desplazado en el organismo regulador francés para aportar sus conocimientos sobre las prácticas de trabajo españolas en la vigilancia y control de instalaciones nucleares.

Otra actividad a destacar fue la asistencia al organismo regulador francés ante el verano de 2003. Varias de sus centrales tuvieron que reducir sus actividades o incluso detener su operación debido a las altas temperaturas que se estaban alcanzando el agua de los ríos que se emplea para la refrigeración y la falta de caudal. El organismo francés debía hacer frente a una situación con la que no se habían encontrado hasta la fecha y que preocupaba a su población. El CSN transmitió su experiencia y compartió con sus homólogos franceses los datos medidos en España y las prácticas habituales en situaciones semejantes.

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.

10.2.3.7. Estados Unidos Mexicanos

A raíz de la celebración de la VII reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares, se mantuvo una reunión bilateral entre la presidenta del CSN y el director de Seguridad Nuclear de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), con relación al estrechamiento de la cooperación entre ambos organismos en particular respecto a las instalaciones radiactivas y el control de fuentes. Como consecuencia, se han incrementado las visitas de becarios mejicanos al CSN.

10.2.3.8. Reino de Suecia

El CSN tiene firmados dos acuerdos bilaterales con Suecia: uno con el Organismo de seguridad nuclear, SKI, y el segundo con el Organismo de protección radiológica, SSI. Los intercambios de información con estos organismos son constantes dado la semejanza de su parque nuclear y las competencias de protección radiológica, tanto en instalaciones nucleares, como en las radiactivas. Además, ambos países tienen muchos puntos de interés común ya que ambos importan la tecnología, operan esencialmente centrales americanas, y participan en los mismos foros internacionales (UE, NEA, OIEA, INRA, WENRA...).

Por ambas partes se había expresado en repetidas ocasiones, el deseo de aumentar la colaboración. Con este objetivo, una delegación del CSN se desplazó a Suecia para sentar las bases de una mayor colaboración futura. Se mantuvieron entrevistas con los máximos representantes de los dos organismos reguladores suecos y se visitaron instalaciones de almacenamiento de residuos y combustible gastado, así como un centro de investigación para el uso de la radiación con fines médicos.

10.2.3.9. Otras relaciones bilaterales sin convenio establecido

Corea del Sur: Se ha gestionado la visita de un técnico del CSN en el Instituto de Investigación KAERI, dentro de los esfuerzos por intensificar las relaciones con este país, entre los que se encuentran las consultas e intercambio de información para firmar un acuerdo bilateral con el organismo regulador Coreano, KINS, que reactive el anterior que dejó de estar en vigor en 2001 y que recoja los campos de interés mutuo para la cooperación.

10.2.4. 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).

10.2.4.1. 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).

Cada año se celebran dos reuniones en el país que preside INRA, en este caso Canadá durante 2003. En ellas, los máximos responsables de estos 8 organismos reguladores discuten sobre temas genéricos que se han planteado durante la reunión precedente.

Aparte de los temas habituales (últimas novedades relacionadas con la seguridad nuclear en cada país) se debatió sobre cultura de seguridad, problemas organizativos, prácticas de inspección, desmantela-

miento y gestión de residuos y las dificultades para la transposición de toda la normativa internacional para el transporte de material radiactivo.

10.2.4.2. WENRA

La Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental, (WENRA) está constituida por los organismos reguladores de Alemania, Bélgica, España, Finlandia, Francia, Holanda, Italia, Reino Unido, Suecia y Suiza. Su origen está muy ligado al proceso en curso de ampliación de la Unión Europea a diversos países de la Europa central y oriental. 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.

WENRA no tiene un estatus legal: su legitimidad proviene del conocimiento técnico de sus miembros. 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 2003, dada la cercanía de la incorporación de los Nuevos Estados a la Unión Europea, se determinó ampliar el grupo que queda ahora constituido por Alemania, Bélgica, Bulgaria, República

Checa, Eslovaquia, Eslovenia, España, Finlandia, Francia, Gran Bretaña, Holanda, Hungría, Italia, Lituania, Rumanía, Suecia y Suiza. El objetivo principal del grupo es trabajar hacia la armonización de normativa y prácticas de trabajo. Con este fin, los dos grupos de trabajo de WENRA (Armonización de Reactores y Armonización en la Gestión de Residuos y Combustible Gastado) están realizando sendos informes donde se comparan las prácticas nacionales con la normativa del OIEA.

10.2.4.3. Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericano

El Foro agrupa a los órganos reguladores de países iberoamericanos con centrales nucleares. En él participan los máximos representantes de los reguladores de Argentina, Brasil, Cuba, México y España.

El Foro es una asociación de reguladores iberoamericanos, sin estructura orgánica específica que responde a un mecanismo informal, sin sede ni secretariado permanente.

Promueve el intercambio de información y experiencias en materias de seguridad nuclear y protección radiológica, en temas legales y organizativos de interés mutuo.

No promociona programas nucleares ni asume responsabilidades reguladoras generales que son competencia de cada Estado. Tampoco es un programa de asistencia a países menos desarrollados en materia de energía nuclear, pero sí que puede identificar situaciones susceptibles de mejora, hacer recomendaciones e informar en esa dirección.

La situación actual es que los organismos reguladores iberoamericanos tienen varias características comunes, aparte del idioma, que justifican una

mejora de su nivel de intercambio de experiencias e información: todos son importadores, aplican regulación y normativa de origen, poseen un sistema legal variado y tienen organismos reguladores con recursos limitados.

En mayo de 2003 tuvo lugar la VIII Reunión del FORO a la que asistieron los máximos representantes de los organismos reguladores de los países que lo componen, además de Chile, como observador. Se trató el fortalecimiento de sus actividades y la consideración de la enmienda del estatuto actual, firmado en 1998. En la reunión se repasaron actividades regulatorias, se trataron temas como la protección radiológica de pacientes, iniciativas internacionales sobre seguridad física de materiales radiactivos y se presentaron las actividades del OIEA relacionadas con la preservación y gestión del conocimiento en seguridad nuclear y radiológica y el proyecto para el desarrollo de una red de información y conocimiento en materia de formación y entrenamiento, como posible modelo para la creación de una Red iberoamericana sobre seguridad radiológica.

10.2.5. Otras actividades

A raíz de los atentados que tuvieron lugar en Estados Unidos el 11 de septiembre de 2001, numerosos foros internacionales han continuado debatiendo el problema del terrorismo en relación con la seguridad nuclear. El contenido de estas discusiones se desarrolla en el capítulo 7.4 del presente informe.

Se han realizado consultas con la oficina de asuntos legales del OIEA, de cara a realizar la traducción al español del Manual de Derecho Nuclear y de acoger una reunión de abogados nucleares iberoamericanos sobre aplicación de la legislación nuclear.

11. Información y comunicación pública

11.1. 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.

11.1.1. Objetivos

Los objetivos estratégicos definidos por el CSN 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.

11.1.2. Áreas de trabajo

La responsabilidad de la gestión de la comunicación pública recae en el CSN en el Área de 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 aten-

ción 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.

11.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas

11.2.1. 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:

- El incendio de una fábrica de plásticos en Valencia:

El tratamiento mediático en televisión del incendio de dicha fábrica, que utilizaba una instalación radiactiva con una fuente de baja actividad para el control de procesos, provocó una gran demanda de información al respecto para complementar otras informaciones.

- Exención a especificaciones técnicas de funcionamiento concedida a la central nuclear de Almaraz:

El día 3 de mayo, cuando se encontraba en situación de parada para la recarga de combustible, la central nuclear de Almaraz sufrió una

avería en uno de los dos motores del segundo generador diesel de emergencia de la Unidad II. El CSN emitió una nota de prensa tras recibir en informe de suceso notificable de 24 horas, pero la demanda de información al respecto fue escasa al estar la central en situación de parada segura.

La planta continuó en esta situación durante casi un mes, y las peticiones de información se fueron haciendo más frecuentes a medida que se conocieron los datos sobre el tiempo necesario para la reparación del motor averiado, estimada en 40 días. El día 27 de mayo el titular de la instalación solicitó una exención para operar sin uno de los dos generadores, pero aportando una serie de medidas correctoras que garantizaran la seguridad. Esta solicitud se produjo en una circunstancia en la que no se encontraron similitudes con anteriores situaciones, lo que ocasionó una especial dedicación a la explicación tanto de esa solicitud como de la exención de la que finalmente el Consejo informó favorablemente el 2 de junio.

- Comportamiento de las centrales españolas durante las altas temperaturas padecidas en verano:

Los problemas ocasionados por la ola de calor en el caudal de los ríos y en su temperatura, ocasionó que en varios países europeos se superasen las condiciones de operación de las centrales nucleares, que utilizaban el agua de estos ríos para su refrigeración. A pesar de la buena marcha de las centrales españolas, se produjeron numerosísimas peticiones de información, por lo que el CSN emitió un comunicado al respecto. Los medios, recogieron en general la información con mucho rigor, a pesar de tratarse de una cuestión técnica de difícil comprensión.

- Incidentes en instalaciones del sector siderúrgico en Gijón y Vizcaya:

Durante los meses de verano se produjeron tres incidentes relacionados con el Protocolo de Colaboración para la Vigilancia Radiológica de los materiales metálicos, los dos primeros relacionados con instalaciones de reciclado de chatarras en Vizcaya y Gijón, y el tercero al fundirse una fuente radiactiva durante el proceso de fabricación en una acería de Vizcaya. La detección de las fuentes, unida a los procesos de limpieza y descontaminación de las instalaciones fueron los que ocasionaron un mayor caudal informativo durante 2003, tanto en notas de prensa como en número de llamadas telefónicas atendidas.

- Combustible gastado de la central nuclear Vandellós I:

En septiembre, la interpretación por parte de algunos medios de que existía la posibilidad de que la central nuclear Vandellós I, en proceso de desmantelamiento, almacenara en sus propias instalaciones los residuos originados durante su operación, ocasionó el desmentido formal por parte del CSN al respecto de que existiera en ese momento ninguna decisión tomada.

- Robo de equipos radiactivos en Tarragona:

En noviembre el CSN notificó la sustracción de unos equipos radiactivos utilizados para control de procesos. Este hecho produjo en pocas horas la mayor demanda de información por parte de los medios de comunicación de todo el periodo.

- Pieza suelta en el reactor de la central nuclear José Cabrera:

La posibilidad de que una pieza desprendida se hubiese alojado en el reactor de la central provocó el interés de los medios durante varias

semanas. El hecho de que esta situación no constituyese un suceso notificable, hizo que no se emitiese ningún comunicado al respecto, pero se atendieron innumerables llamadas telefónicas.

- Centrales nucleares:

Durante 2003 la mayor parte de las informaciones emitidas se han referido a sucesos notificables en centrales nucleares. La mayoría de estas informaciones fueron recogidas solo en ámbitos locales próximos a las plantas. La mayor demanda de información al respecto de diferentes cuestiones relacionadas con estas instalaciones se produjo en Castilla la Mancha y Castilla León.

- Simulacros:

Todas las centrales españolas han llevado a cabo los preceptivos simulacros de emergencia durante el año 2003, de los cuales se ha informado puntualmente. Todas las informaciones quedaron recogidas en diarios locales del entorno de las instalaciones.

- 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. Esto se ha debido por una parte a la decisión del CSN recogida en su Plan Anual de Trabajo (PAT) de promover la difusión de la información relativa a sus funciones relacionadas con la protección radiológica, y por otra a la especial dedicación a cuestiones que se percibían como especialmente cercanas por las poblaciones afectadas.

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 1.425 llamadas telefónicas de medios de información y se han emitido 67 notas de prensa. 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.

11.2.2. 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 161. Con los cambios realizados a principios del mes de julio, en la web y la incorporación en la misma de la dirección comunicaciones@csn.es como contacto, el número de visitas se ha incrementado en más de un 200% como puede apreciar en la evolución de las mismas en la figura 11.1.

Los temas que han suscitado más interés entre la población son los de autorización de instalaciones radiactivas, licencias de operadores y supervisores, así como las denuncias de irregularidades en estas instalaciones. También los temas administrativos han suscitado una gran cantidad de consultas. En la figura 11.2 podemos ver la distribución según los temas solicitados.

Al final de este año se ha realizado un análisis de estas consultas, a fin de detectar qué temas han generado más interés en la población y con esta información se han realizado gestiones para introducir en la web las más solicitadas en la sección de preguntas frecuentes.

En la primera semana del mes de julio se llevó a cabo el *Curso Básico de Protección Radiológica* realizado por el CSN en colaboración con el Ministerio de Educación, Cultura y Deporte dentro del convenio con el mismo y tuvo como objetivo actua-

Figura 11.1. Número de consultas en 2003

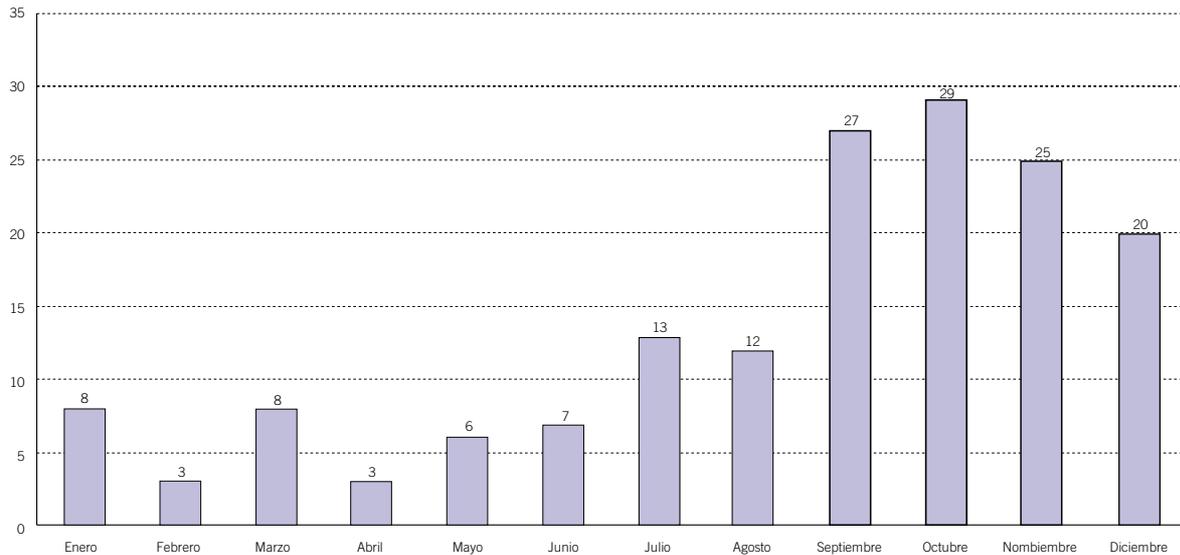
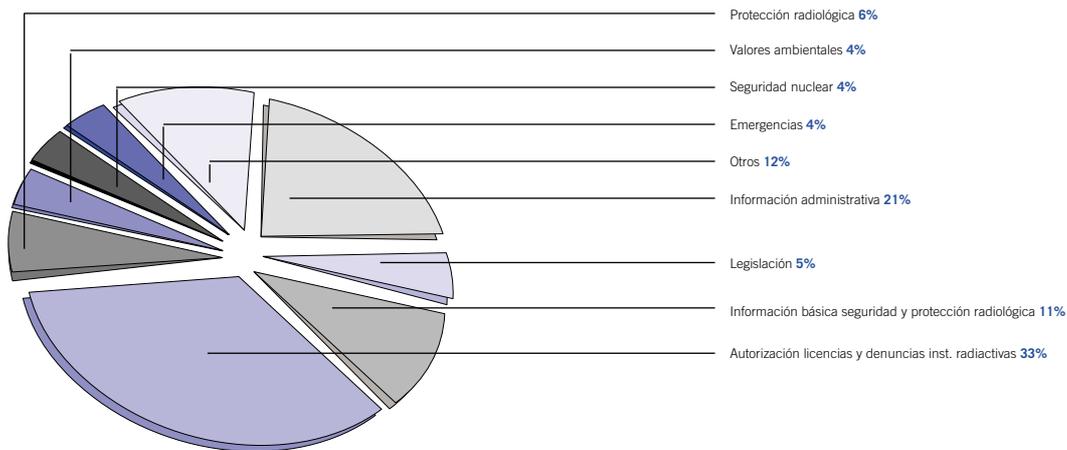


Figura 11.2. Temas de consultas



lizar los conocimientos científicos y la protección radiológica en situaciones de normalidad y en caso de emergencias del profesorado de educación secundaria. Durante este curso se mostró a los participantes el Centro de información y la Sala de emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear.

11.3. 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 son guiadas y 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 2003, el Centro de Información ha recibido un total de 30.966 visitas de los distintos colectivos escolares, universitarios, institucionales y particulares. (La figura 11.3 muestra el número de visitantes al centro de información de octubre 1998 a diciembre 2003).

Durante el año 2003 se realizaron 258 visitas y visitaron el centro de información 5.355 personas. (La figura 11.4 muestra el número de visitas en 2003 al centro de información), con el siguiente desglose: 4.993 pertenecientes a centros de enseñanza, 164 visitas institucionales y 198 particulares. La figura 11.5 muestra el número de visitantes por colectivos al centro de información.

Se recibió a los representantes de la Nuclear Regulatory Commission (NRC), del Ministerio de Defensa, de la Sociedad Nuclear de México, de la Comisión Nacional de Seguridad (Corea), del Ministerio de Medio Ambiente y Seguridad Nuclear - BMU (Alemania), del Organismo Internacional de Energía Atómica - OIEA (Austria), de CEA, de centrales nucleares, de la Universidad de Madrid, de Enusa, y de colegios profesionales.

Para el nuevo curso escolar 2003-04 (Septiembre a Junio) se ha ampliado el número de visitas programadas al centro de información con la incorporación de:

- Visitas no guiadas, también en horario de mañana y manteniendo las tardes.
- Ampliación de la base de datos con la incorporación de nuevos colectivos de Centros Educativos para Personas Adultas (CEPAS), asociaciones, universidades públicas y privadas, nuevos centros educativos de Madrid y otras comunidades autónomas.

Se han actualizado los módulos nº 17 correspondiente a inspección "riesgos y servidumbres de la gestión nuclear" y el correspondiente a los presupuestos del CSN.

Se ha participado en las jornadas de puertas abiertas de la III Semana de la Ciencia organizada por la Consejería de Educación de la Comunidad de Madrid, a la que asistieron 208 durante los días 3, 4, 12 y 13 de noviembre.

Se ha informado mensualmente de las visitas al centro de información en la web del CSN.

11.4. Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, la edición de

Figura 11.3. Número de visitantes al Centro de Información (octubre 1998 a diciembre 2003)

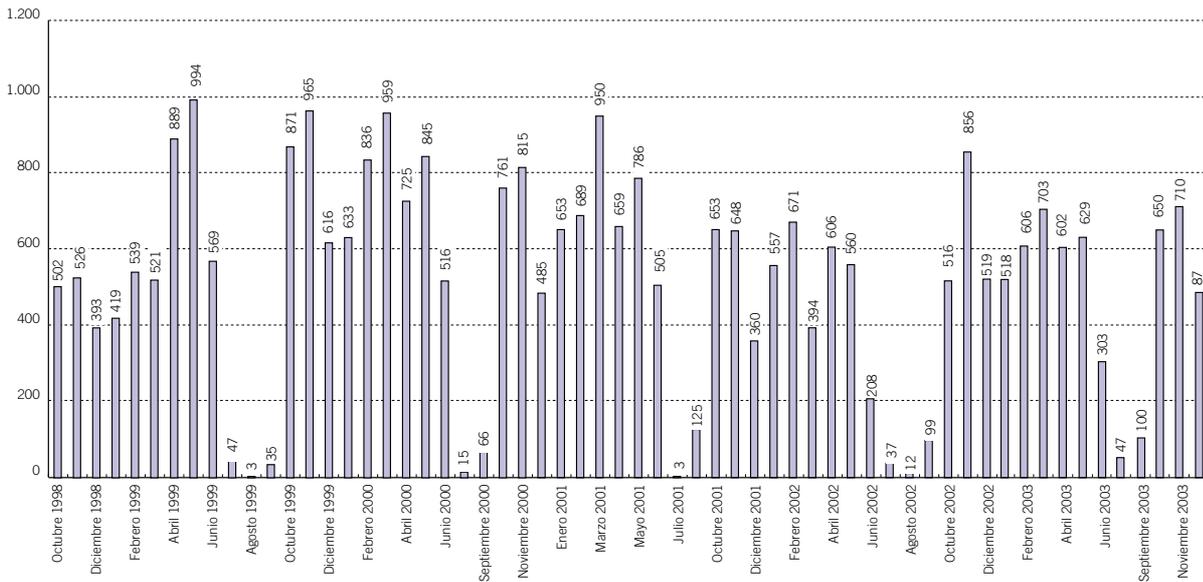
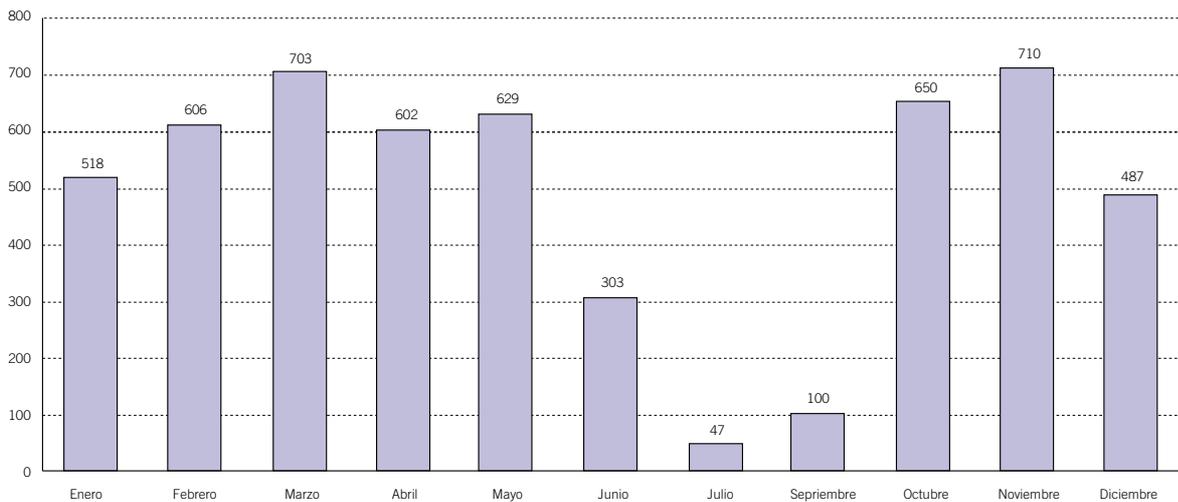


Figura 11.4. Número de visitantes en 2003 al Centro de Información

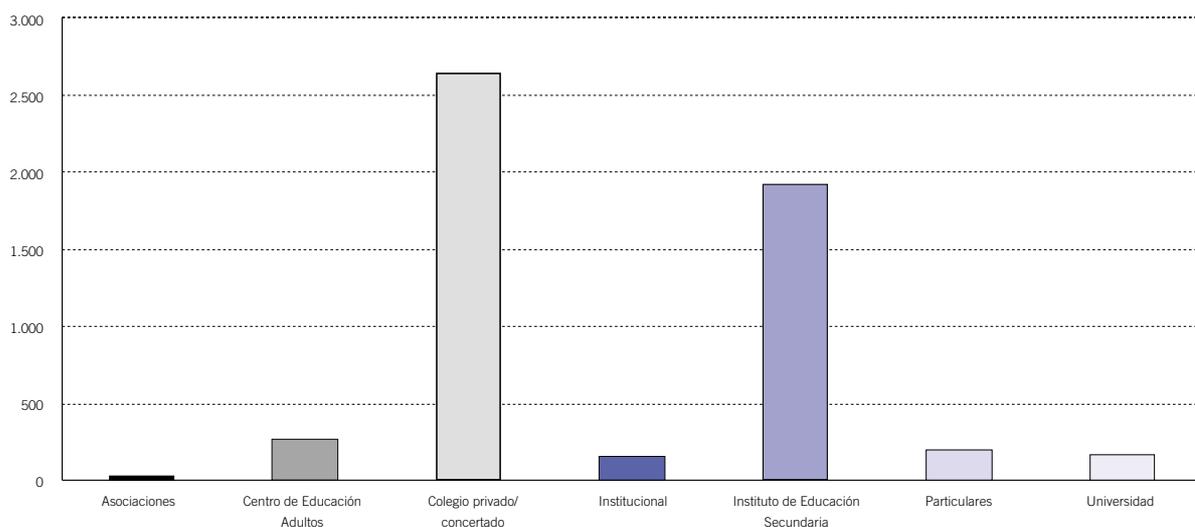


publicaciones representó un volumen importante de su actividad y de su presupuesto. Cada año se elabora un programa editorial que incluye las propuestas de edición de las distintas subdirecciones generales del organismo y que es aprobado por el Consejo. Su ejecución incluye la edición de títulos

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 2003

Figura 11.5. Número de visitantes por colectivos al Centro de Información



el CSN publicó 23 títulos (más 2 actualizaciones y una reimpresión) que se citan a continuación:

- Informes Técnicos, Documentos y Otros Documentos:

- Vigilancia radiológica ambiental. Resultados 2001.
- Dosimetría de los trabajadores.
- Almacenamiento geológico profundo de residuos de alta actividad.
- Jornadas sobre resultados de investigación.
- Productos y beneficios de los resultados de investigación. Año 2002.

- Guías de seguridad:

- Guía de seguridad 6.1 “Control radiológico del agua de bebida”.
- Guía de seguridad 6.2 “Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos”.

- Guía de seguridad 10.12 “Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras”.

- Documentos normativos:

- II Carpeta de Legislación.
- III Carpeta de Legislación.

- Publicaciones periódicas:

Informes del CSN:

- Informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2002.
- Informe resumen de actividades al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2002 (español e inglés).

Revista del CSN. Seguridad Nuclear:

- IV trimestre. Año V. Número 25.
- I trimestre. Año VI. Número 26.
- II trimestre. Año VI. Número 27.

– III trimestre. Año VI. Número 28.

- Otras publicaciones:

Publicaciones divulgativas:

– Actualización folleto sobre *Transporte de material radiactivo*.

– Tríptico madres expuestas dirigido a especialistas.

– Tríptico madres expuestas dirigido a mujeres trabajadoras.

– Folleto divulgativo sobre *Protección de las trabajadoras gestantes*.

– Tríptico sobre el *Programa de protección radiológica aplicable al transporte de material radiactivo*.

– Tríptico informativo CSN.

– Mapas sobre el Marna Galicia.

– Folleto divulgativo sobre REVIRA. Actualización.

– Folleto divulgativo *El funcionamiento de las centrales nucleares*.

- 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. La reedición de publicaciones es otro de los objetivos del CSN para mantener la información actualizada y responder a la demanda de material.

La ejecución del programa editorial conlleva la promoción, difusión y divulgación del fondo editorial del CSN. Para ello, se ha implantado este año una nueva base de datos institucional que incluye registros de destinatarios pertenecientes a diversos organismos, empresas, entidades y organizaciones. El balance realizado de ejecución del Plan de Publicaciones de 2003 ha sido del 61,22%.

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 produce un incremento de las tiradas, ya que a los visitantes se les proporciona documentación y material divulgativo como apoyo a la visita realizada.

Se ha realizado la implantación de una nueva aplicación de publicaciones en el servidor del CSN que ha facilitado el conocimiento de nuestras publicaciones y un fácil acceso al correo electrónico de peticiones@csn.es.

11.5. El CSN en Internet

La página web del CSN, en funcionamiento desde abril de 1997, se consolidó como servicio de información a la población.

Durante el año 2003 el CSN ha acometido la renovación más importante de su página desde su creación, adecuándola a una forma de acceso más funcional, haciéndola más atractiva desde el punto de vista estético y de navegación, y reformando aquellas secciones en las que se había interrumpido la información tras los requerimientos de seguridad impuestos tras los sucesos del 11 de septiembre. Asimismo se han actualizado los contenidos de la misma a lo largo del año en la medida en que se han producido cambios. Se ha promo-

vido 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 (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 2003 ha sido de 50.892.

11.6. Otras actividades

11.6.1. 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 organismo 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 2003 se celebraron las conferencias y jornadas que se citan a continuación y que han sido reflejadas en la revista Seguridad Nuclear:

- El Comportamiento de los materiales estructurales y su influencia en la gestión de vida de las centrales nucleares celebrada 10 de junio 2003 en colaboración con la Sociedad Nuclear Española.
- El *Principio de Precaución: Aspectos jurídicos y sociales*, celebrada el día 9 de mayo de 2003.

11.6.2. Participación en conferencias sobre comunicación

El departamento de comunicación ha participado con ponencias sobre comunicación en los siguientes eventos donde se ha solicitado su colaboración:

- Curso de verano de El Escorial *El futuro de la seguridad nuclear en Europa*.
- PIME 2003.
- Galicia TIC.

11.6.3. 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 2003 el CSN estuvo en:

- Heliatom 2003.

El Consejo instaló un stand en las jornadas celebradas en la Escuela Técnica Superior de Inge-

nieros Industriales de Madrid, del 1 al 4 de abril, que están orientadas al sector energético español.

- Feria Madrid por la Ciencia 2003.

El CSN participó con todo el material divulgativo disponible y con el juego interactivo de ordenador Spin en la feria organizada por la Dirección General de Investigación, Consejería de Educación de la Comunidad de Madrid que tuvo lugar del 13 al 16 de febrero en el recinto ferial Juan Carlos I.

- PROMA

La Feria Internacional de Protección del Medio Ambiente tuvo lugar del 11 al 14 de marzo en Bilbao.

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.

12. Gestión de recursos

12.1. Mejora de la organización y actividades de formación

El primer proyecto previsto dentro del *Plan de Acción* para la modernización del funcionamiento del Organismo realizado en 2002, es la elaboración de un nuevo *Plan Estratégico del CSN*.

Durante el año 2003, la organización realizó un gran esfuerzo en la elaboración de la *Misión, Visión, Valores y Plan Estratégico del CSN*. Concretamente participaron más de 95 personas, habiéndose realizado 28 entrevistas personales y 18 reuniones de trabajo.

Tras un periodo de recopilación y análisis de los comentarios realizados por la organización, el 15 de octubre de 2003, el Consejo aprobó la *Misión y Visión del CSN* y su caracterización. La redacción definitiva que se aprobó fue la siguiente:

- **Misión:** 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.
- **Visión:** 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 eficiencia y transparencia, de modo que merezca la confianza de la sociedad española y constituya un referente en el ámbito internacional.

En el segundo semestre del año, se dispuso de un documento de trabajo del Plan Estratégico, en el que se proponen las tres líneas estratégicas del organismo: eficacia (seguridad de las instalaciones y actividades), eficiencia y credibilidad, también se proponen los objetivos y proyectos estratégicos que permitirán, durante el periodo de vigencia del plan, la consecución de los citados objetivos.

En el contexto de estos proyectos estratégicos, en el último trimestre del año, se analizaron los procesos básicos del Organismo y se seleccionaron y priorizaron aquellos que en principio formarán parte del Proyecto de Reingeniería de Procesos del CSN, cuya ejecución se ha iniciado en diciembre de 2003.

Para impulsar y coordinar todas las actividades relacionadas con el Plan Estratégico se ha creado un Comité de Seguimiento en el que participan cuatro consejeros, el secretario general, los directores técnicos y un subdirector general. A lo largo del año, el Comité se ha reunido en siete ocasiones.

En cumplimiento con lo establecido en la Resolución 19ª de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 17 de diciembre de 2003, que dice *se insta al CSN a llevar a cabo un análisis profundo 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*, se está preparando un pliego para la contratación de una empresa especializada que colabore con el CSN para llevar a cabo un análisis profundo de competencias esenciales que 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 tales competencias.

12.1.1. Mejora del proceso regulador

Durante el año 2003 han avanzado notablemente 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. La planificación de actividades para estas tareas alcanza al año 2004. Al final del año existían borradores de la práctica totalidad de las tareas de mejora que ahora están siendo sometidas al proceso de comentarios y aprobación.

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.

12.1.2. Desarrollo del modelo de inspección

Durante el año 2003 se ha continuado el desarrollo del actual modelo de inspección del CSN que abarca las inspecciones a todo tipo de instalaciones y actividades reguladas por el Consejo.

De acuerdo con el modelo de inspección, se han elaborado sendos procedimientos de gestión para las actividades de inspección a las instalaciones nucleares y radiactivas, donde se establecen las líneas generales aplicables a las fases de planificación de la inspección, preparación, ejecución de la inspección y acciones correctoras en caso de que se detecten incumplimientos o desviaciones por parte del titular.

Asimismo, se ha elaborado un conjunto de procedimientos técnicos, aplicables a diferentes tipos de instalaciones que contienen las instrucciones de detalle para la realización de las inspecciones, lo que permite sistematizar las actividades de inspección y facilitar la tarea a los inspectores.

Los inspectores de las comunidades autónomas con encomienda de funciones por el CSN utilizan los mismos procedimientos que los inspectores del CSN en el desarrollo de sus actividades de inspección.

Una parte de las inspecciones a las centrales nucleares que contempla el modelo es lo que se denomina el *Programa base de inspección*, que constituye un conjunto de inspecciones que se deben realizar a los procesos más significativos que tienen lugar en las centrales cada dos años, de forma que se garantice de una forma sistemática y periódica que las principales actividades que se realizan en las centrales se hacen de forma segura y de acuerdo con la normativa aplicable. Durante el bienio 2001-2002 se realizó el primer periodo del programa base y a lo largo del año 2003 se ha venido realizando el correspondiente al segundo bienio, que finalizará en el año 2004. Estos aspectos están contemplados en el capítulo pri-

mero de este informe y relacionados con la Resolución 23ª de la Comisión de Economía y Hacienda de 9 de octubre de 2002.

Como ya se explicaba en el informe del año 2002, además de las actividades contempladas en el modelo de inspección en vigor, desde el año 2001, se vienen desarrollando diferentes iniciativas para disponer de un sistema de supervisión del funcionamiento de las centrales nucleares informado en el riesgo y basado en los resultados. Este modelo de supervisión lleva asociado un programa de inspecciones informadas en el riesgo, lo que está suponiendo un cambio sustancial sobre la forma en que el CSN viene funcionando hasta la fecha, en el alcance de la planificación de las inspecciones y en la valoración de la importancia que las desviaciones encontradas tienen para la seguridad de la instalación y el incremento del riesgo. Este sistema supondría establecer un nuevo *Programa base de inspección* que tendría aspectos específicos para cada central, de acuerdo con los resultados de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), de forma que los esfuerzos de inspección se centren en los aspectos que suponen un mayor riesgo para la seguridad de la instalación. Asimismo, se establece una sistemática para valorar las desviaciones encontradas, de forma que las acciones correctoras estén en relación directa con su importancia para el riesgo.

Durante el año 2002 se completó una inspección piloto en la central nuclear de Ascó con la colaboración de tres inspectores de la Comisión Reguladora Nuclear (NRC) de los EEUU que ha sido la que ha desarrollado el proceso de inspección informada por el riesgo. La conclusión de dicha experiencia piloto fue que es factible y positivo proceder a una implantación en España de ese tipo de inspección.

A lo largo del año 2003 se han intensificado las actividades para desarrollar un nuevo modelo de inspección informado en el riesgo con la contratación de una empresa de ingeniería que apoya al

CSN en dichas tareas. En esa línea, en septiembre de 2003 tuvo lugar una inspección multidisciplinar e informada en el riesgo en la central nuclear de Almaraz, que tuvo una duración de dos semanas y de la que se han obtenido numerosas lecciones aprendidas. A la vista de la experiencia se ha planificado realizar una inspección similar al resto de las centrales españolas a lo largo del año 2004. Al ritmo que van estas actuaciones está previsto que a mediados del año 2005 se pueda sustituir el actual modelo de inspección por otro modelo informado en el riesgo y que sea similar al utilizado actualmente en las centrales americanas.

12.1.3. Planificación y seguimiento

El modelo de planificación implantado en el CSN pretende integrar las actuaciones de tipo estratégico con las actividades del día a día. Para ello se establecen tres niveles de planificación:

- *Estratégica*, que incluye al *Plan Estratégico del CSN* y los planes específicos de tipo monográfico que lo desarrollan (I+D, calidad, formación, sistemas de información, etc.), abarcando períodos de tres a cinco años. Actualmente está en proceso de elaboración un nuevo Plan Estratégico disponiéndose de un documento de trabajo bien definido.
- *Plan anual de trabajo (PAT)*, que recoge los objetivos y las actividades de toda la organización para un año natural. Se prepara y somete a la aprobación del Consejo durante el último trimestre del año anterior y cuya edición se actualiza semestralmente aunque se realiza un seguimiento trimestral del mismo.
- *Programación*, que partiendo del PAT asigna a unidades e individuos tareas concretas. Se actualiza semanalmente. Dentro de este contexto son sometidas a la aprobación del Consejo las listas de trámite de los expedientes iniciados por las direcciones técnicas.

El modelo de planificación incluye la integración del presupuesto, de forma que los indicadores, magnitudes y objetivos presupuestarios se contemplan también en la planificación anual.

El CSN continuó con la implantación del cuadro de mando de las actividades del Organismo, constituido por una serie de indicadores asociados a procesos de gestión de emergencias, inspección e informes a la Administración, que permiten evaluar y medir con mayor precisión la eficacia de tales actividades llevadas a cabo en el Organismo y por las comunidades autónomas con acuerdos de encomienda. Dentro de este contexto, durante el ejercicio de 2003, se consolidó la implantación de los indicadores asociados al modelo de productividad adicional por cumplimiento de objetivos aprobado por resolución de la Secretaría de Estado de Presupuestos y Gastos del Ministerio de Hacienda.

El seguimiento de la planificación de actividades se materializa en informes trimestrales de seguimiento del PAT que incluyen los resultados de los indicadores del cuadro de mando, su valoración y el grado de cumplimiento con la planificación aprobada.

En el último trimestre del año, se realizaron los estudios y análisis necesarios para que a lo largo de 2004 se proceda a diseñar e implantar en la organización un nuevo sistema de planificación y seguimiento de actividades.

12.1.4. Plan de calidad interna

Durante el año 2003 se han dedicado 7.559 horas a Calidad Interna y 13.924 a Planificación, lo que supone respectivamente el 1,2% y el 2,28% de las horas disponibles. El Comité de Calidad ha mantenido ocho reuniones a lo largo del año.

A 31 de diciembre existen 84 procedimientos aprobados, 25 de ellos son de gestión, 10 administrativos, y 49 técnicos. Durante el año 2003 se aprobaron 11 procedimientos técnicos, que son los siguientes:

- PT.IV.10. Evaluación de la planificación de las paradas de recarga en centrales nucleares.
- PT.IV.20. Revisión de pruebas periódicas de baterías de clase 1E.
- PT.IV.21. Revisión del mantenimiento de la fiabilidad de los generadores diesel de emergencia.
- PT.IV.26. Evaluación y seguimiento de los controles periódicos de movimientos del terreno en instalaciones nucleares.
- PT.IV.30. Inspección en el transporte de sustancias nucleares y materiales radiactivos.
- PT.IV.41. Evaluación de solicitudes de autorización de transporte de material radiactivo.
- PT.IV.51 (Rev. 1). Tratamiento general en el CSN de la documentación de las instalaciones nucleares.
- PT.IV.60. Evaluación de instalaciones de medida de densidad y humedad de suelos.
- PT.IV.63. Evaluación del programa de vigilancia sísmica de instalaciones nucleares.
- PT.IV.67. Proceso de evaluación en temas relativos a centrales nucleares.
- PT.IV.68. Categorización de hallazgos.

Se ha iniciado una auditoría para verificar el cumplimiento con el *Reglamento de Medidas de Seguridad* de los datos de carácter personal. Una auditoría de las habituales en el CSN requiere una semana de preparación, dos o tres días de ejecución y tres o cuatro de preparación del informe, con una participación de tres o cuatro personas, más los auditores. La auditoría del *Reglamento de Medidas de Seguridad* ha requerido dos meses de preparación con una participación de más de 13 personas, más los auditores. La ejecución y preparación del informe se realizará en 2004 y requerirán un mes más.

Tal y como se indica en el apartado 12.1, en el mes de diciembre se ha iniciado 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 y eliminando costes innecesarios. 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 interactuar 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 debe permitir 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 debe ofrecer la oportunidad de reexaminar los fundamentos del funcionamiento del Organismo regulador, centrándose en los resultados y eliminando todo lo que no aporte valor añadido.

Las actividades de este proyecto realizadas durante el mes de diciembre de 2003 han sido:

- Establecer el plan de trabajo del proyecto, incluyendo: metodología, actividades, responsables y documentación a generar.
- Definir los equipos y personas que van a participar en el seguimiento y la validación de sus resultados.
- Establecer el plan de comunicación para que toda la organización esté informada de la ejecu-

ción del proyecto y cada persona conozca lo que se espera de ella.

El proyecto tiene un plazo de ejecución de seis meses, y para su ejecución se cuenta con la colaboración de una empresa especializada.

12.1.5. Plan de sistemas de información

Se concluyó el módulo de consulta de inspecciones del sistema de información de la Dirección de Seguridad Nuclear, la implantación de la versión 2 del sistema de gestión de licencias de personal, el desarrollo de una versión IGPS sobre LINUX y del nuevo archivo de informes jurídicos.

Se ha puesto en producción la versión 1 del sistema de gestión de ingresos. Se ha mejorado el sistema de información a la Dirección de Protección Radiológica.

Se finalizó la migración del correo a Exchange 2000 y de las bases de datos ORACLE a la versión 9 y la instalación de los nuevos servidores de red en alta disponibilidad.

Está en proceso de implantación la Red Privada Virtual (VPN) que permite el acceso desde el exterior a la red del CSN, con todas las garantías de seguridad y confidencialidad de usuarios debidamente autorizados tales como encomiendas de las comunidades autónomas, inspectores residentes y ordenadores portátiles del CSN.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha firmado un convenio de colaboración con la Fábrica Nacional de la Moneda y Timbre - Real Casa de la Moneda por el que esta entidad pública empresarial prestará al CSN servicios de certificación de firma electrónica. Este convenio permitirá la implantación de aplicaciones que faciliten el acceso telemático a los servicios del Consejo de Seguridad Nuclear.

Los primeros servicios telemáticos a prestar serán el pago de tasas de instalaciones radiactivas y la presentación de documentación de las instalaciones nucleares. Se han iniciado los trabajos de desarrollo y se espera que ambos servicios estén disponibles en el primer semestre de 2004.

12.1.6. 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 2003 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 este año se llevó a cabo la ejecución de las actividades previstas en el Plan de Formación del CSN para 2003.

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.

El presupuesto asignado al *Plan de formación 2003* fue de 542.130 euros y el gasto de las actividades formativas realizadas en este período asciende a 405.352,49 euros, que significa un grado de ejecución económica del 74,77%.

En el año 2003 se desarrollaron 93 actividades formativas con 996 asistencias, en las que participaron aproximadamente 340 trabajadores del CSN, alcanzando una media de tres asistencias por persona.

El CSN consciente del impacto de la formación de los trabajadores en la eficacia para el desarrollo de las funciones asignadas, en la legislación vigente a este Organismo, ha iniciado un proceso de optimización del mismo ligada con la *Misión y Visión del Organismo*.

Asimismo, se siguió promoviendo la presencia del Consejo en foros (congresos, reuniones, seminarios...) nacionales e internacionales relacionados con su ámbito funcional y competencial.

12.2. Gestión de recursos humanos

12.2.1. Altos cargos

Nombramientos:

Por Real Decreto 127/2003 de 31 de enero, Juan Carlos Lentijo Lentijo ha sido nombrado Director Técnico de Protección Radiológica.

12.2.2. Personal funcionario

El 11 de junio el Consejo ha acordado el nombramiento de Lucila María Ramos como Subdirectora General de Protección Radiológica Ambiental.

A lo largo del año se convocaron procesos selectivos para la provisión de ocho puestos por el sistema de libre designación.

Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica:

Por resolución de 19 de junio se nombraron cuatro funcionarios de carrera, finalizando el proceso selectivo de acceso por turno libre convocado el 24 de mayo de 2002.

En el marco de la Oferta de Empleo Público para el año 2003, se han convocado pruebas selectivas para el ingreso en la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, ofertándose siete plazas en turno libre.

12.2.3. Personal laboral

Se ha remitido para su tramitación ante los órganos competentes la Relación Inicial de Puestos de Tra-

bajo del Personal Laboral, en la que se recogen los nuevos complementos salariales aprobados por la Comisión Negociadora del Convenio Único, y que vienen a sustituir a los que existían en el Convenio del Consejo.

En el marco del proceso de consolidación de empleo temporal que se está llevando a cabo en la Administración General del Estado, han superado las pruebas dos operarios de Servicios Generales.

12.2.4. Medios humanos al 31 de diciembre de 2003

A 31 de diciembre de 2003, el total de efectivos en el Organismo ascendía a 446 personas, según se detalla en la tabla 12.9.

El número de mujeres que presta servicios en el Consejo representa el 48,65 del total de la plantilla.

En la figura 12.1 se presenta la cualificación de la plantilla y en la figura 12.2 la distribución del personal del Organismo por edades.

Figura 12.1. Titulación del personal del CSN

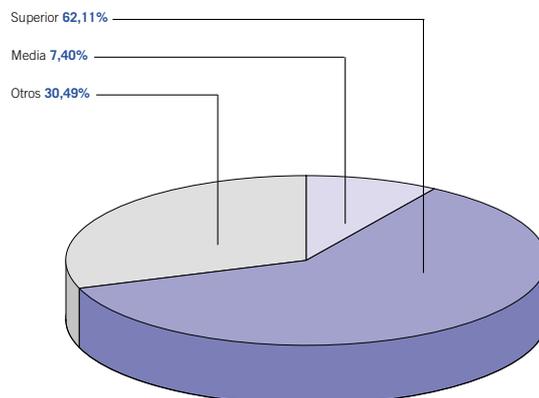
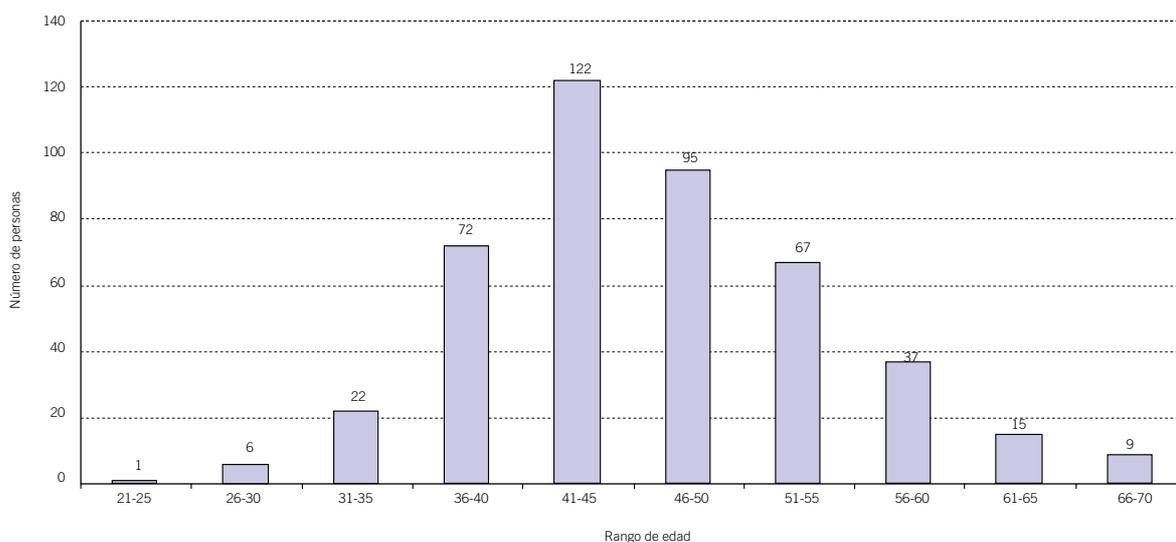


Figura 12.2. Distribución por edad del personal del CSN



12.3. 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.

12.3.1. Aspectos presupuestarios

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio 2003, se cifró en un total de 42.924 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 16,01% (tabla 12.1).

12.3.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2003

La ejecución del presupuesto de ingresos en sus distintas fases, a nivel de artículos y capítulos, queda reflejada en la tabla 12.2. La variación de la ejecución de ingresos respecto al año anterior ha sido del 1,91 %, tal como se refleja en la tabla 12.1.1. El grado de ejecución por capítulos, eliminada la incidencia del remanente de tesorería, se refleja en tabla 12.3.

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 31.843 miles de euros, de los que 31.765 miles de euros, (99,8 %), correspondieron a operaciones no financieras. Del total de Derechos Reconocidos Netos, 29.440 son Capítulo III (Tasas, precios públicos y

Tabla 12.1. Presupuestos iniciales y definitivos de 2002 y 2003

Presupuesto	Ejercicio 2002	Ejercicio 2003	Variación %
Presupuesto inicial	36.049.830,00	42.924.100,00	16,01
Presupuesto definitivo	36.049.830,00	42.924.100,00	16,01

Tabla 12.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos 2002 y 2003

Capítulos	Previsiones definitivas 2002 (1)	Previsiones definitivas 2003 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Derechos reconocidos netos 2002 (3)	Derechos reconocidos netos 2003 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
III Tasas y precios públicos	29.249.250,00	29.896.720,00	2,17	28.671.451,12	29.440.390,84	2,61
IV Transferencias corrientes	1.712.700,00	1.746.170,00	1,92	1.707.287,31	1.752.945,22	2,60
V Ingresos patrimoniales	601.010,00	841.420,00	28,57	731.180,31	505.757,53	-44,57
VI Enajenación de inversiones reales	600,00	600,00	0,00	1.615,61	2.612,47	38,16
VII Transferencias de capital	60.100,00	60.100,00	0,00	60.100,00	63.470,68	5,31
VIII Activos financieros	4.426.170,00	10.379.090,00	64.945,24	64.945,24	78.155,99	16,90
Total	36.049.830,00	42.924.100,00	16,01	31.236.579,59	31.843.332,73	1,91

Tabla 12.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos 2002 y 2003

Capítulos	Créditos definitivos 2002 (1)	Créditos definitivos 2003 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Obligaciones reconocidas netas 2002 (3)	Obligaciones reconocidas netas 2003 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
I Gastos de personal	19.027.570,00	20.361.656,00	6,55	17.641.648,35	19.217.114,46	8,20
II Gastos en bienes corrientes y servicios	9.003.230,00	14.457.174,00	37,72	7.985.742,95	8.694.941,04	8,16
III Gastos financieros	6.010,00	6.010,00	0,00	1.200,00	134,23	-793,99
IV Transferencias corrientes	2.278.230,00	2.372.630,00	3,98	1.699.031,46	1.831.565,95	7,24
VI Inversiones reales	5.653.640,00	5.643.920,00	-0,17	3.046.549,39	3.263.084,25	6,64
VII Transferencias de capital	0,00	0,00		0,00	0,00	
VIII Activos financieros	81.150,00	82.710,00	1,89	71.163,29	77.057,88	7,65
Total	36.049.830,00	42.924.100,00	16,01	30.445.335,44	33.083.897,81	7,98

otros ingresos) que sobre las previsiones definitivas de 29.897 suponen una ejecución del 98,5% no llegándose a cubrir con ellos el total de las obligaciones reconocidas.

Las transferencias corrientes de 1.753 miles de euros sobre unas previsiones definitivas de 1.746 miles de euros alcanzan una ejecución del 100,1%. 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 30.835 miles de euros, de los que 28.544 miles correspondieron al capítulo III *Tasas y Otros Ingresos*, lo que supuso un 92,6% con respecto a los ingresos totales y un 95,5% con respecto a las previsiones presupuestarias del citado capítulo, tal y como se refleja en la tabla 12.2.

Tabla 12.2. Ejecución del presupuesto de ingresos del CSN. Ejercicio 2003

Artículo	Denominación	Previsiones definitivas	Derechos reconocidos	Derechos anulados	Derechos reconocidos netos	Derechos ingresados	Devolución de ingresos presupuestarios	Derechos ingresados netos	Deudores
30	Tasas	29.327.280,00	29.223.935,63	109.434,32	29.114.501,31	28.369.427,12	17.283,02	28.352.144,10	762.357,21
31	Precios Públicos	303.000,00							
38	Reintegros		8.988,40		8.988,40	8.988,40	0,00	8.988,40	
39	Otros Ingresos	266.440,00	323.963,53	7.062,40	316.773,80	183.724,74	950,94	182.773,80	134.127,33
	Total capítulo III	29.896.720,00	29.556.887,56	116.496,72	29.440.390,84	28.562.140,26	18.233,96	28.543.906,30	896.484,54
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	
45	Transf. de CCAA	39.430,00	46.205,22		46.205,22	46.205,22		46.205,22	
	Total capítulo IV	1.746.170,00	1.752.945,22		1.752.945,22	1.752.945,22		1.752.945,22	
52	Intereses de Depósito	841.420,00	505.757,53		505.757,53	393.918,92		393.918,92	111.838,61
	Total capítulo V	841.420,00	505.757,53		505.757,53	393.918,92		393.918,92	111.838,61
61	Enajenación de inv reales	600,00	2.612,47		2.612,47	2.612,47		2.612,47	
	Total capítulo VI	600,00	2.612,47		2.612,47	2.612,47		2.612,47	
70	De Admon. del Estado	60.100,00	60.100,00		60.100,00	60.100,00		60.100,00	
71	De Organismos Autónomos		3.370,68		3.370,68	3.370,68		3.370,68	
	Total capítulo VII	60.100,00	63.470,68		63.470,68	63.470,68		63.470,68	
83	Reint. Prestamos fuera S.P.	54.090,00	78.155,99		78.155,99	78.155,99		78.155,99	
87	Remanente de Tesorería	10.325.000,00							
	Total capítulo VIII	10.379.090,00	78.155,99		78.155,99	78.155,99		78.155,99	
	Total general	42.924.100,00	31.959.829,45	116.496,72	31.843.332,73	30.853.243,54	18.233,96	30.835.009,58	1.008.323,15

Tabla 12.3. Ejecución por capítulos del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2003

Capítulos	Previsiones finales (1)	Derechos reconocidos netos (2)	Derechos ingresados netos (3)	% 2/1	% 3/2	% 3/1	% 3/4
III	29.896.720,00	29.440.390,84	28.543.906,30	98,5	96,9	95,5	92,6
IV	1.746.170,00	1.752.945,22	1.752.945,22	100,1	100,0	100,1	5,7
V	841.420,00	505.757,53	393.918,92	60,1	77,9	46,8	1,3
VI	600,00	2.612,47	2.612,47	435,4	100,0	435,4	0,0
VII	60.100,00	63.470,68	63.470,68	105,6	100,0	105,6	0,2
VIII	54.090,00	78.155,99	78.155,99	144,5	100,0	144,5	0,2
Totales	32.599.100,00	31.843.332,73	30.835.009,58 (4)	97,7	96,8	94,6	100,0

12.3.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos. Ejercicio 2003

En la tabla 12.4. se desglosa por capítulos y artículos la gestión, en sus distintas fases, del presupuesto de gastos del CSN. La variación de la ejecución del presupuesto de gastos respecto al

año anterior ha sido del 7,98 % tal como se refleja en la tabla 12.1.2.

En la tabla 12.5 se incluyen las obligaciones reconocidas por capítulos, así como el grado de ejecución del presupuesto de gastos del CSN.

Tabla 12.4. Ejecución del presupuesto de gastos del CSN año 2003

Artículo	Denominación	Crédito inicial	Modificaciones	Crédito final	Gastos comprometidos	Total obligaciones	Remanente de créditos	Total de pagos
10	Altos cargos	664.790,00		664.790,00	661.871,30	661.871,30	2.918,70	661.871,30
11	Personal eventual Gabinete	847.580,00	84.600,00	932.180,00	927.806,82	927.806,82	4.373,18	927.806,82
12	Funcionarios	11.126.820,00	-84.600,00	11.042.220,00	10.642.890,84	10.642.890,84	399.329,16	10.642.890,84
13	Laborales	2.120.670,00		2.120.670,00	1.928.318,32	1.928.318,32	192.351,68	1.928.318,32
15	Incentivo rendimiento	1.448.000,00	285.286,00	1.733.286,00	1.733.268,52	1.733.268,52	17,48	1.733.268,52
16	Cuotas sociales	3.838.510,00	30.000,00	3.868.510,00	3.325.225,32	3.322.958,66	545.551,34	3.322.958,66
	Total capítulo I	20.046.370,00	315.286,00	20.361.656,00	19.219.381,12	19.217.114,46	1.144.541,54	19.217.114,460
20	Arrendamientos	84.530,00		84.530,00	81.320,01	81.320,01	3.209,99	81.320,01
21	Reparación y conservación	1.388.460,00		1.388.460,00	993.863,91	981.736,02	406.723,98	981.736,02
22	Materiales, suministros y otros	11.526.320,00	-315.286,00	11.211.034,00	6.523.116,95	6.028.911,35	5.182.122,65	6.028.911,3
23	Indemnización por razón del servicio	1.434.180,00		1.434.180,00	1.349.179,88	1.349.179,88	85.000,12	1.349.179,88
24	Gastos publicaciones	338.970,00		338.970,00	269.289,98	253.793,78	85.176,22	253.793,78
	Total capítulo II	14.772.460,00	-315.286,00	14.457.174,00	9.216.770,73	8.694.941,04	5.762.232,96	8.694.941,04
35	Intereses demora y otros gastos fijos	6.010,00		6.010,00	134,23	134,23	5.875,77	134,23
	Total capítulo III	6.010,00		6.010,00	134,23	134,23	5.875,77	134,23
41	A organismos autónomos administrativos							
44	A empresas públicas y otros estamentos	103.690,00		103.690,00	44.500,00	44.500,00	59.190,00	44.500,00
45	A comunidades autónomas	1.321.080,00		1.321.080,00	1.089.582,49	1.089.582,49	231.497,51	1.089.582,49
48	A famil. e instituciones sin fin de lucro	514.610,00	-98.000,00	416.610,00	268.423,46	268.423,46	148.186,54	268.423,46
49	Al exterior	433.250,00	98.000,00	531.250,00	429.060,00	429.060,00	102.190,00	421.000,00
	Total capítulo IV	2.372.630,00	0,00	2.372.630,00	1.831.565,95	1.831.565,95	541.064,05	1.823.505,95
62	Inversión nueva	1.490.230,00		1.490.230,00	1.085.242,00	990.464,31	499.765,69	990.464,31
63	Inversión de reposición	1.049.300,00		1.049.300,00	587.628,57	587.628,57	461.671,43	587.628,57
64	Inversiones de carácter inmaterial	3.104.390,00		3.104.390,00	2.058.057,83	1.684.991,37	1.419.698,63	1.684.991,37
	Total capítulo VI	5.643.920,00		5.643.920,00	3.730.928,40	3.263.084,25	2.380.835,75	3.263.084,25
83	Concesión préstamo fuera S.P.	79.700,00		79.700,00	77.057,88	77.057,88	2.642,12	77.057,88
84	Constitución de fianzas	3.010,00		3.010,00			3.010,00	
	Total capítulo VIII	82.710,00		82.710,00	77.057,88	77.057,88	5.652,12	77.057,88
	Total general	42.924.100,00	0,00	42.924.100,00	34.075.838,31	33.083.897,81	9.840.202,19	33.075.837,81

Tabla 12.5. Grado de ejecución de las obligaciones reconocidas. Ejercicio 2003

Capítulos	Crédito definitivo	Obligaciones reconocidas	% ejercicio
I Gastos de personal	20.361.656,00	19.217.114,46	94,4
II Gastos corrientes bienes servicios	14.457.174,00	8.694.941,04	60,1
III Gastos financieros	6.010,00	134,23	2,2
IV Transferencias corrientes	2.372.630,00	1.831.565,95	77,2
Total operaciones corrientes	37.197.470,00	29.743.755,68	80,0
VI Inversiones reales	5.643.920,00	3.263.084,25	57,8
Total operaciones de capital	5.643.920,00	3.263.084,25	57,8
VIII Activos financieros	82.710,00	77.057,88	93,2
Total operaciones financieras	82.710,00	77.057,88	93,2
Total general	42.924.100,00	33.083.897,81	77,1

Los compromisos adquiridos, por importe de 34.076 miles de euros, supusieron un 79,4% de las previsiones presupuestarias definitivas, tal y como se refleja en la tabla 12.4.

Es de destacar que el total de obligaciones reconocidas ascendió a la cantidad de 33.084 miles de euros, lo que supuso un 77,1 % de ejecución sobre el presupuesto definitivo de 42.924 miles de euros.

12.3.2. Aspectos financieros

12.3.2.1. Cuenta de resultados. Ejercicio 2003

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, figura en la tabla 12.6.

Tabla 12.6. Cuenta de resultados. Ejercicio 2003

Subgrupo	Denominación	Debe	Haber	%G	%D	%H
64	Gastos de personal	19.199.454,78		57,2		
62	Servicios exteriores	10.351.122,34		30,8		
63	Tributos	25.444,25		0,1		
65	Transferencias y subvenciones	1.896.705,50		5,7		
66	Gastos financieros	134,23		0,0		
67	Pérdidas y gastos extraordinarios	275.862,76		0,8		
68	Dotación para amortizaciones	1.834.204,17		5,5		
69	Variación provisiones	-29.134,77		-0,1		
	Total grupo 6	33.553.793,26		100,0		
74	Tasas y precios públicos		29.107.181,28		91,7	86,8
75	Transferencias y subv. corrientes		1.816.415,90		5,7	5,4
76	Otros ingresos financieros		509.464,49		1,6	1,5
77	Otros ingresos gestión ordinaria		297.959,85		1,0	0,9
	Total grupo 7		31.731.021,52			
	Resultado negativo		1.822.771,74			5,4
	Total general	33.553.793,26	33.553.793,26		100,0	100,0

Como se puede apreciar, los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que representaron el 57,2 % 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 30,8%, cuyos componentes fundamentales fueron los servicios de profesionales independientes, los gastos de mantenimiento y las comunicaciones.

En tercer lugar están las transferencias y subvenciones 5,7% 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 5,5%.

Por último, el resto de los gastos representa un 0,8% y recoge las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

Tabla 12.7. Balance de situación. Ejercicio 2003

Activo		Pasivo	
Inmovilizado material		Fondos propios	
Terrenos y construcciones	19.338.908,92	Patrimonio	38.668.193,74
Instalaciones técnicas y maquinaria	4.561.500,55	Resultados de ejercicios anteriores	146.422,98
Mobiliario y utillaje	2.467.430,52	Resultados del ejercicio	-1.822.771,74
Otro inmovilizado material	5.874.946,53	Total fondos propios	36.991.844,98
Menos amortizaciones	-13.008.003,40	Acreedores a largo plazo	
Total inmovilizado material	19.234.783,12	Otras deudas a largo plazo	24.200,00
Inmovilizado inmaterial		Total acreedores a largo plazo	24.200,00
Propiedad Industrial	1.315,57	Acreedores a corto plazo	
Aplicaciones informáticas	3.277.902,84	Acreedores presupuestarios	559.006,28
Menos amortizaciones	-2.626.283,03	Acreedores no presupuestarios	17.275,66
Total inmovilizado inmaterial	652.935,38	Administraciones públicas	501.225,17
Inversiones financieras permanentes		Otros acreedores	80.375,13
Otras inversiones y créditos a largo plazo	8.569,50	Total acreedores a corto plazo	1.157.882,24
Fianzas y depósitos constituidos a largo plazo	3.906,58	Total general	38.173.927,22
Total inversiones financieras permanentes	12.476,08		
Deudores			
Deudores presupuestarios	1.289.591,91		
Deudores no presupuestarios	13.379,73		
Menos provisiones	-270.976,67		
Total deudores	1.031.994,97		
Inversiones financieras temporales			
Otras inversiones y créditos a corto plazo	56.359,44		
Total inversiones financieras temporales	56.359,44		
Tesorería	17.139.696,88		
Ajustes por periodificación	45.681,35		
Total general	38.173.927,22		

En cuanto a los ingresos, la tasa por servicios prestados fue la principal fuente de financiación del CSN, representando un 91,7% del total, correspondiendo el restante 8,3% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

El resultado del ejercicio arroja un resultado negativo de 1.823 miles de euros.

12.3.2.2. Balance de situación

El balance de situación, tabla 12.7, 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 2003, figura en la tabla 12.8.

Tabla 12.8. La composición interna del activo y el pasivo. Ejercicio 2003

Activo	Importe	%
Inmovilizado material	19.234.783,12	50,4
Inmovilizado inmaterial	652.935,38	1,7
Inversiones financieras permanentes	12.476,08	0,0
Deudores	1.131.994,97	2,9
Inversiones financieras temporales	56.359,44	0,1
Tesorería	17.139.696,88	44,9
Ajustes por periodificación	45.681,35	0,0
Total	38.173.927,22	100,0
Pasivo		
Fondos propios	36.991.844,98	96,9
Acreedores a largo plazo	24.200,00	0,0
Acreedores a corto plazo	1.157.882,24	3,1
Total	38.173.927,22	100,0

Tabla 12.9. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2003

	Consejo	Secretaría General	Direcciones técnicas	Total
Altos cargos	5	1	2	8
Funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica	3	17	171	191
Funcionarios de otras administraciones públicas	4	82	25	111
Personal eventual	28	1	0	29
Personal laboral	5	74	28	107
Totales	45	175	226	446