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

Año 2002

CSN

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

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

Año 2002

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Colección: Informes del CSN
Referencia: INF-04.02

© Copyright 2003, 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 Gráfica, S.L.

ISSN: 1576-5237

Depósito Legal: M- 31.038-2003

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 98

1.3. Instalaciones radiactivas 119

2. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades

2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica ... 133

2.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagóstico médico 135

2.3. Servicios de dosimetría personal 135

2.4. Empresas externas 136

2.5. Licencias de personal 136

2.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas 140

2.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías, modelos o protocolos de verificación 140

2.8. Servicios médicos especializados 141

2.9. Otras actividades reguladoras 141

3. Residuos radiactivos

3.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad 143

3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad 149

3.3. Gestión de residuos desclasificados 154

4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura

4.1. Central nuclear Vandellós I 157

4.2. Plantas de concentrados de uranio 167

4.3. Reactores de investigación Argos y Arbi 171

5. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la legislación nuclear

5.1. Transportes 173

5.2. Fabricación de equipos radiactivos 177

5.3. Actividades en instalaciones no reguladas 179

6. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente

6.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos 183

6.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental..... 191
6.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación 213

7. Emergencias radiológicas y protección física

7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional 215
7.2. Actuaciones del CSN en casos de emergencia 225
7.3. Planes de Emergencia de las instalaciones 240
7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares . 242

8. Planes de investigación

8.1. Plan del CSN y planes concertados con otras organizaciones 245
8.2. Programa de investigación en seguridad nuclear..... 247
8.3. Programa de investigación en protección radiológica..... 265
8.4. Valoración de las actividades realizadas 272

9. Reglamentación y normativa

9.1. Desarrollo normativo nacional 273
9.2. Desarrollo normativo del CSN 274
9.3. Actividades normativas internacionales 275

10. Relaciones institucionales e internacionales

10.1. Relaciones institucionales..... 277
10.2. Relaciones internacionales 293

11. Información y comunicación pública

11.1. Aspectos generales 313
11.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas 314
11.3. Centro de Información 317
11.4. Edición de publicaciones..... 318
11.5. El CSN en Internet..... 322
11.6. Otras actividades..... 322

12. Gestión de recursos

12.1. Mejora de la organización y actividades de formación 325
12.2. Gestión de recursos humanos 328
12.3. Aspectos económicos y financieros..... 329

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 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.
- Apercibimientos a los titulares, si se detecta una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, informándoles de los mecanismos correctores.

Tabla 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: 2.696 U-2: 2.696	U-1: 2.900 U-2: 2.900	2.940,6	3.010	1.381	3.184
Potencia eléctrica (MW)	160	U-1: 973,5 U-2: 982,6	U-1: 1.028 U-2: 1.027,2	1.087,1	1.066	466	1.085,3
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	2002	2015	2009

- 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 constituida por dos inspectores, cuya misión principal es la inspección y observación directa de las actividades de explotación que se realizan en las centrales y la información sobre las mismas al CSN.

1.1.1.3. Resumen de la operación

En la tabla 1.1 se resumen las características de las nueve centrales que están en operación en el país.

En aplicación de lo establecido en las especificaciones técnicas de funcionamiento de cada central, los titulares notificaron 80 sucesos, 15 más que el año 2001. De este conjunto de sucesos hubo tan sólo dos clasificaciones 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.

En la tabla 1.2 se resumen los datos correspondientes a la operación de las centrales nucleares

Tabla 1.2. Resumen de los datos de las centrales nucleares correspondientes a 2002

	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	43	20	24	30	33	19	36
Producción (GWh) I/II	1.009,17	7.734,43 8.448,56	8.795,65 8.151,61	8.351,75	8.352,27	3.994,66	8.188,66
Paradas de recarga I/II	22-08-02 24-10-02	08-04-02 02-05-02 (U-I)	07-09-02 29-09-02 (U-II)	15-03-02 18-04-02	04-05-02 10-06-02		24-02-02 25-03-02
Simulacro emergencia	22-06-02	14-03-02	07-11-02	17-10-02	21-11-02	23-05-02	19-09-02
Supervisores	13	27	29	14	15	17	15
Operadores	16	30	32	15	18	19	14
Jefes de servicio de protección radiológica	2	2	3	2	2	2	3

durante 2002, y el número de inspecciones realizadas por el CSN.

En concreto, la primera clasificación como nivel 1 en la escala INES, fue debida a los sucesos notificables números 1/02 y 2/02 ocurridos en la central nuclear José Cabrera el 8 de enero de 2002 y el 6 de febrero de 2002 respectivamente, debido a la detección por parte de la inspección residente de irregularidades en la ejecución de requisitos de vigilancia, que condujeron al descubrimiento de un caudal insuficiente en el sistema de agua de servicios esenciales (ESW). El primero de los sucesos se debió a una interpretación incorrecta, por parte del titular, de un requisito de vigilancia de las especificaciones de funcionamiento aplicable al sistema de rociado de la contención; interpretación por la cual se venía realizando la prueba de caudal del sistema con las dos bombas de ESW en marcha, cuando el criterio de fallo único exige que con cada bomba individualmente se satisfaga los requisitos de seguridad. Tras proceder al ajuste de caudales para devolver la operabilidad al sistema, se detectó que en dicho ajuste se había dejado por debajo de lo requerido el caudal suministrado a algunos sistemas refrigerados por ESW; concretamente, el caudal al sistema de agua de refrigeración de componentes (CCW) y el caudal a los serpentines de las unidades refrigeradoras del recinto de contención. Debido a ello, se procedió a realizar un nuevo reequilibrado de los caudales del sistema, comprobándose que con el caudal aportado por cada bomba del sistema de agua de servicios esenciales (ESW) era imposible aportar todo el caudal necesario, para todos los sistemas refrigerados debido a una degradación de este sistema (ESW).

Investigaciones posteriores determinaron que el titular había procedido en el año 1989, sin realizar los análisis de seguridad pertinentes, a modificar la redacción del procedimiento de prueba asociado al requisito de vigilancia mencionado, tras comprobar que con una sola bomba de agua de servicios esenciales (ESW), no se alcanzaba el caudal requerido del sistema. Posteriormente a este suceso, y fundamentalmente a raíz de las inspecciones del CSN realizadas los días 1 y 5 de febrero de 2002, se comprobó que el titular mantenía también otra interpretación incorrecta de otro

requisito de vigilancia asociado al caudal de ESW a los serpentines de enfriamiento del recinto de contención. En este caso, el caudal mínimo especificado se debería haber conseguido en cada uno de los dos serpentines, y no en la suma del caudal suministrado a ambos. Esto dio lugar a la emisión del suceso notificable 2/02. Estas deficiencias, junto con las notificadas en el suceso 1/02, fueron clasificadas como un único suceso de nivel 1 en la escala INES, al corresponder a dos manifestaciones del mismo problema, las deficiencias de caudal en el sistema de agua de servicios esenciales y la interpretación incorrecta del modo de cumplir con los requisitos de vigilancia.

El segundo incidente que ha sido clasificado como nivel 1 en la escala INES fue el ocurrido también en la central nuclear José Cabrera el 2 de abril de 2002. En este caso, el personal de mantenimiento detectó durante una comprobación rutinaria, que las válvulas motorizadas de aislamiento de las válvulas de alivio del presionador tenían su final de carrera de apertura ajustado a un 40% de lo que se contemplaba en los análisis de seguridad. Estas válvulas se encuentran normalmente abiertas y su misión es permitir el aislamiento de una válvula de alivio del presionador en caso de fuga o apertura indeseada. Por este motivo el personal de José Cabrera aplicó al ajuste del recorrido de dichas válvulas motorizadas los criterios recomendados por Westinghouse para el cierre rápido, en menos de 10 segundos. Sin embargo, adicionalmente dichas válvulas tienen otra función de seguridad que es la de permanecer totalmente abiertas para permitir el paso franco de caudal en el caso de que la apertura de las válvulas de alivio del presionador sea requerida de modo real. Con la restricción de apertura detectada, no podía garantizarse la validez de los análisis de protección del circuito primario contra sobrepresiones en frío, aunque la función de *purga y aporte* que debe realizarse en algunos accidentes no habría sido impedida.

De los 80 sucesos notificados, nueve fueron considerados como potencialmente significativos y cuatro como *genéricos* por el Panel de Revisión de Incidentes (PRI) del Consejo de Seguridad Nuclear. Un suceso se considera potencialmente significativo si se considera necesario un seguimiento posterior de las medidas correctoras implantadas, o bien si puede conllevar la solicitud de adopción de alguna medida adicional. Las clasificaciones presentadas son aún provisionales porque el PRI no procede a realizar la clasificación definitiva en tanto se mantenga abierto el seguimiento posterior del suceso, de sus acciones correctoras, o de la evolución posterior de la central nuclear.

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 Consejo de Seguridad Nuclear. 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 Consejo de Seguridad Nuclear para la evaluación de las respuestas enviadas por los titulares, la realización de inspecciones por parte de las áreas especialistas del Consejo de Seguridad Nuclear, y otras acciones de menor frecuencia e importancia.

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

Los titulares de las instalaciones nucleares españolas, además de analizar la aplicabilidad de los temas genéricos que identifica el Consejo de Seguridad Nuclear como resultado del seguimiento que lleva a cabo de la experiencia operativa nacional e internacional, también incluyen aquellos emitidos por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de

EEUU (caso de las instalaciones de diseño estadounidense) y por las autoridades alemanas Kerntechnischer Ausschua (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 Consejo de Seguridad Nuclear 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 genérico analizado, se debe indicar el estado de implantación de las acciones correctoras y su fecha prevista de finalización. El Consejo de Seguridad Nuclear 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 tema genérico, 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, el análisis de aplicabilidad inmediato de los temas genéricos más relevantes para la seguridad, que por su importancia o premura no conviene demorar 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 2002 los temas genéricos más relevantes han sido los *Bulletin* 2002-01 y 2002-02 de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos, relativos respectivamente al descubrimiento de defectos estructurales en la tapa de la vasija de la central americana de Davis - Besse por degradación de su espesor en la zona próxima a la penetración del mecanismo de accionamiento de una barra de control, fenómeno debido a corrosión por ácido bórico; y al programa de vigilancia para garantizar la integridad de las penetraciones de las vasijas de los reactores.

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 qué sucesos han de notificarse al CSN, en qué plazo debe hacerse desde que ocurrieron y qué información debe contener el informe sobre el incidente. En las especificaciones técnicas 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 multidisciplinar.

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 evalúa su contenido, si el análisis es correcto, y si el plazo transcurrido entre la identificación de un tema y su resolución es adecuado. Con una frecuencia bienal, se lleva a cabo una inspección monográfica a todas las centrales para comprobar el correcto tratamiento de la experiencia operativa.

El sistema internacional de notificación de incidentes IRS (Incident Reporting System), gestionado conjuntamente por la Nuclear Energy Agency (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 del año 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 del reactor mientras 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 1.000 horas crítico.
- 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.

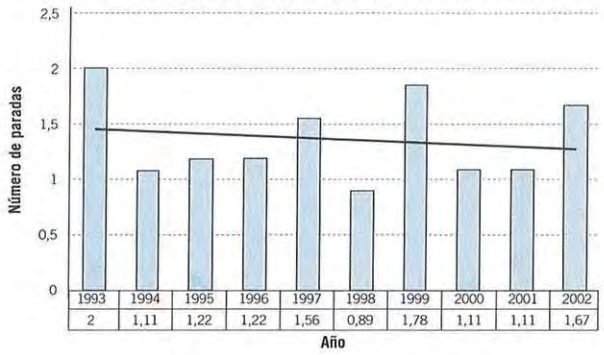
En la figura 1.1.b. se presentan los factores de disponibilidad, factor de carga, factor de operación de todas y cada una de las centrales nucleares españolas durante el año 2002, así como la evolución del factor de disponibilidad, del factor de carga y del factor de operación en el período 1988 – 2002. (Estos datos de la figura 1.1.b. fueron aportados por Unesa).

Entre los principales hallazgos del programa en el año 2002 a nivel global, se destaca lo siguiente:

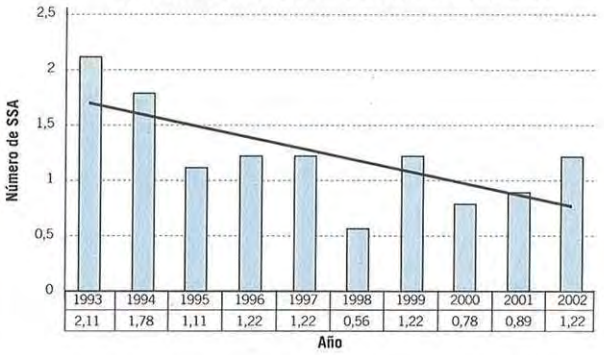
- A largo plazo, todos los indicadores, a excepción de *Sucesos Significativos*, manifiestan una tendencia decreciente a lo largo de los diez años

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

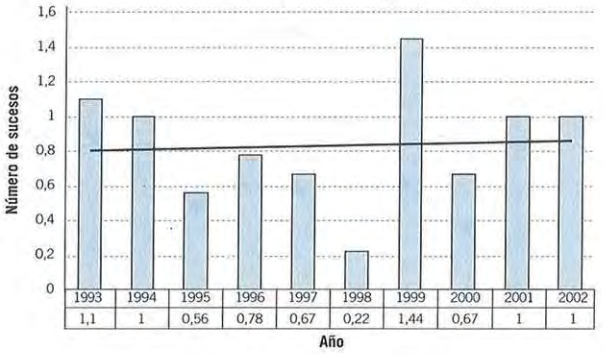
Número promedio de paradas automáticas con reactor crítico



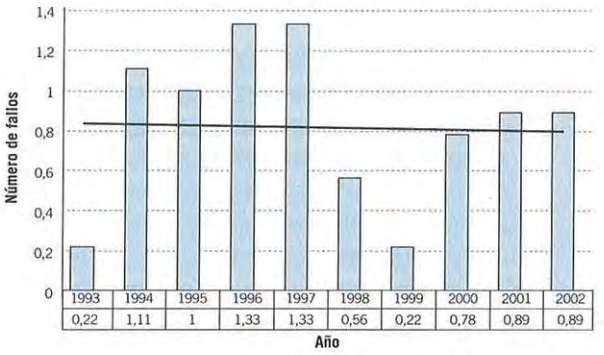
Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad



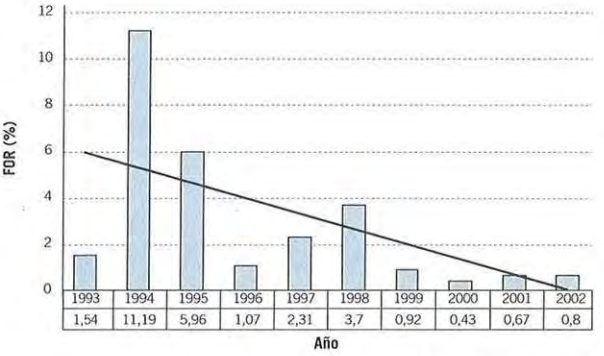
Promedio de sucesos significativos



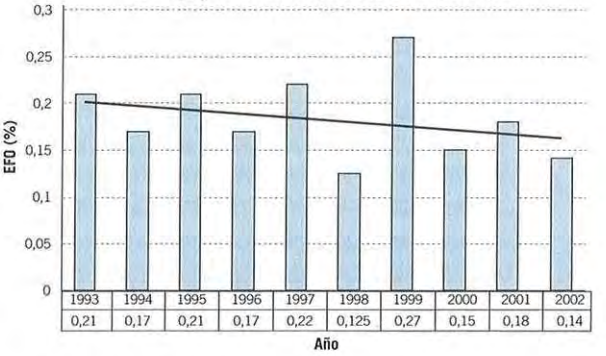
Promedio de fallos de los sistemas de seguridad



Tasa promedio de paradas forozosas



Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo/1.000 horas críticas comerciales



Promedio de exposición colectiva a la radiación

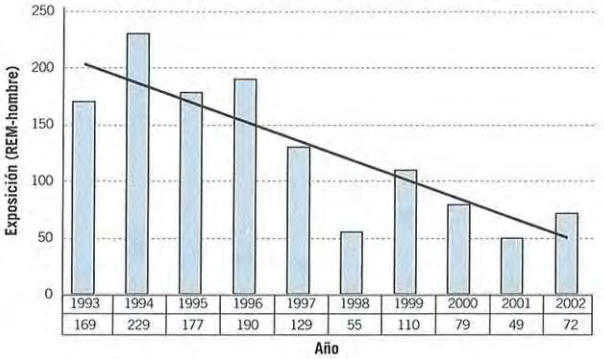
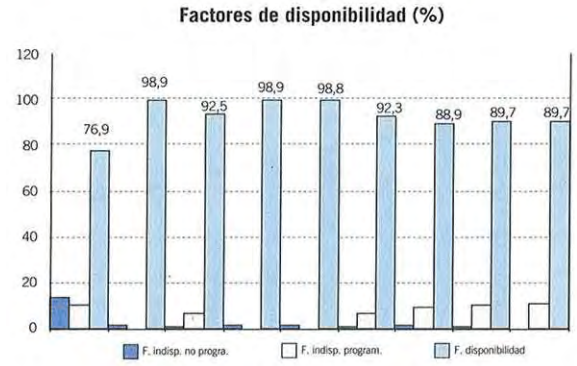
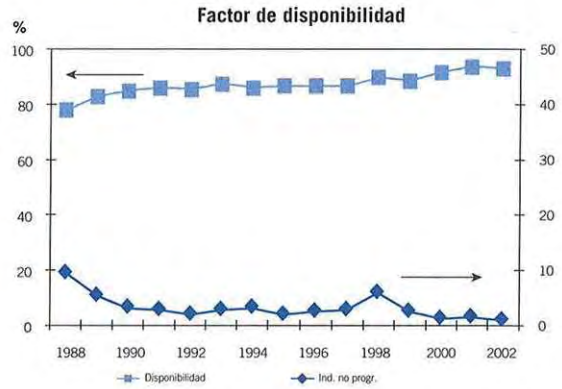
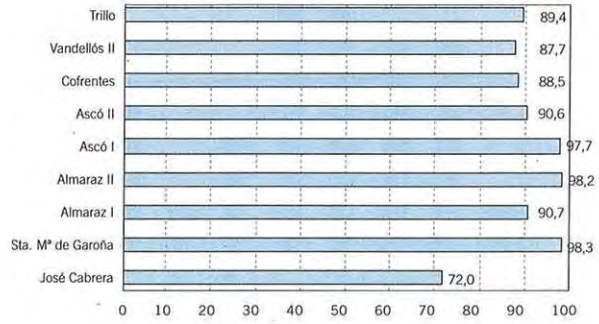
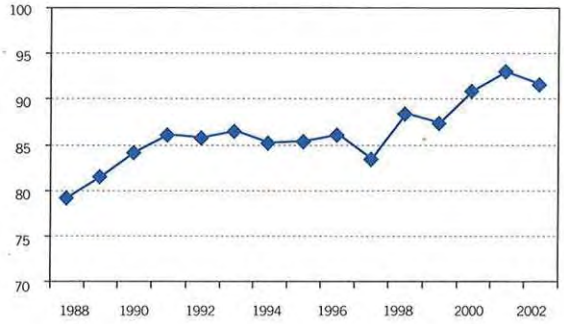


Figura 1.1.b. Parámetros de funcionamiento. Datos aportados por Unesa















analizados. Por el contrario, se observa un ligero crecimiento en algunos indicadores en los tres últimos años:

– *Paradas automáticas:* se observa un cambio de tendencia en el último trienio, cuyo crecimiento es debido fundamentalmente a las cuatro paradas automáticas ocurridas en la central nuclear de Cofrentes en el primer trimestre de 2002, tras su recarga.

– *Actuaciones de sistemas de seguridad:* se mantiene el crecimiento en los tres últimos años de este indicador, exclusivamente debido a su contribución en paradas. Debe resaltarse que en el año 2002 hubo una elevada concentración de paradas para recarga, lo cual contribuyó desfavorablemente al mismo.

– *Sucesos significativos:* pese a que mejora notablemente el número de sucesos significativos en paradas, los tres incidentes del primer trimestre de 2002 de la central nuclear José Cabrera provocaron un crecimiento ligero de la tendencia global de este indicador, que en la práctica se puede considerar no significativo, al mantenerse la media de un suceso significativo por central y año.

– *Fallos de sistemas de seguridad:* cabe realizar un análisis muy parecido al de los sucesos significativos. Pese a que se observó una notable reducción en el número de fallos contabilizados durante las paradas, los fallos asociados a los incidentes del primer trimestre de 2002 en la central nuclear José Cabrera impidieron que el indicador decreciera globalmente en el último trienio. No obstante, este crecimiento se puede considerar no significativo, al mantenerse la media de 0,8 fallos por central y año.

– *Tasa de paradas forzosas:* se considera que el ligero crecimiento no es significativo, debido a que los valores absolutos observados son muy bajos y están muy por debajo de una parada forzosa por central y año.

- Como ya se ha mencionado, se observa que el número de *sucesos significativos*, presenta una ligera tendencia creciente a lo largo de los últimos diez años, tendencia mantenida también en los tres últimos años. No obstante, se observa una fuerte estabilización en la contribución del número de sucesos significativos ocurridos durante las paradas.

- El indicador de *fallos de sistemas de seguridad*, cambia su tendencia general durante los últimos diez años, mostrando un ligero decrecimiento.

- El resto de indicadores mantienen sus tendencias decrecientes, sin cambios dignos de mención.

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:

- Una ligera tendencia al alza de *causas administrativas* a potencia y más acusada en paradas. Fundamentalmente esto es debido a los sucesos de las centrales nucleares de Cofrentes y José Cabrera en el primer trimestre de 2002.

- Una ligera tendencia al alza del indicador de *errores de personal con licencia*, también más acusada en paradas. Fundamentalmente esto es debido a los sucesos de central la nuclear de Cofrentes del primer trimestre de 2002.

- El indicador de *errores de otro personal* manifiesta una tendencia creciente tanto a potencia como en paradas.

- Un aumento de las *causas de mantenimiento* en parada, las cuales incluyen en su definición los fallos de equipos y componentes no atribuibles al diseño. Fundamentalmente esto es debido a los sucesos de la central nuclear de Cofrentes en el primer trimestre de 2002.

- Un comportamiento estable del indicador *causas de diseño*, tanto con la central a potencia como en paradas.

- Un aumento de las *causas misceláneas* estando la central a potencia. Fundamentalmente esto fue debido a las oscilaciones de la red eléctrica en la zona de la central nuclear de Almaraz, y a los problemas en la central de Ascó debidos a las avalanchas de algas en el 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.

Otros programas de mejora de la seguridad en los que se produjeron avances significativos durante el año 2002 fueron:

- Implantación de medidas para la gestión de accidentes severos. Durante la recarga de la central nuclear de Trillo se implantaron modificaciones relacionadas con la gestión de accidentes severos como la nueva línea de alimentación eléctrica exterior, las modificaciones de las válvulas para la realización de las maniobras de purga y aporte del circuito secundario *(feed and bleed)* y los recombinadores pasivos de hidrógeno. Tras la recarga entró en vigor el *Manual de Gestión de Accidentes Severos*. En relación con este tema sólo queda pendiente la evaluación, por el CSN, de la propuesta de la central nuclear de Trillo de no implantar dos medidas adicionales recomendadas por la RSK en Alemania, que son el venteo filtrado de contención y la posibilidad de realizar maniobras de purga y aporte ("feed and bleed") del circuito primario. Esta propuesta está basada en los resultados del análisis probabilista de seguridad, que indican que con estas medidas no se obtiene una mejora significativa en el riesgo de la instalación.

- Revisión de las bases de diseño y actualización del estudio de seguridad. Durante el año 2002 se completó la evaluación por el CSN del programa de revisión de las bases de diseño realizado por central nuclear Santa María de Garoña. Como resultado de esta evaluación se concluyó que el programa realizado era aceptable, así como la actualización del estudio de seguridad llevada a cabo como consecuencia del mismo, tras la corrección de algunas deficiencias detectadas durante la evaluación. Para la evaluación de este programa el CSN ha realizado 14 inspecciones.

- Como consecuencia de las deficiencias detectadas en el sistema de aspersión de la cúpula y de refrigeración de la contención de la central nuclear José Cabrera, se encontró que en el programa de revisión de bases de diseño realizado por esta central no se habían completado las fases de comparación de las bases de diseño y el estudio de seguridad con las prácticas operativas de la central, y en concreto, con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y los procedimientos de los requisitos de vigilancia. Esto ha llevado a realizar una nueva revisión de las bases de diseño para completar las actividades que no se habían llevado a cabo.

- Mejora de la formación y el entrenamiento del personal de operación. Durante el año 2002 se finalizó el simulador de la central nuclear José Cabrera, que está ya operativo para su uso en la formación y entrenamiento del personal. En el mes de enero de 2003 estará finalizado el de la central Vandellós II, en el mes de junio de ese año el de Ascó y en el mes de diciembre Santa María de Garoña. El simulador de la central nuclear de Trillo estará disponible en el año 2004.

- En relación con la cualificación y formación del personal con licencia, se elaboró una propuesta de instrucción del CSN para establecer los requisitos aplicables a este personal, dado que la Guía de Seguridad 1.1 sobre el mismo tema, tiene, por su propia naturaleza, un carácter recomendatorio y no obligatorio. Junto con esta instrucción se ha preparado una propuesta de modificación de los artículos correspondientes a las responsabilidades y funciones del personal con licencia del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, para una mejor clarificación de las mismas. Finalmente, se está completando la revisión de la Guía de Seguridad 1.1, iniciada en años anteriores. Todos estos documentos deberán ser considerados por el pleno del CSN en el año 2003. Una vez finalizadas estas tareas se continuarán las relativas a otro personal, incluyendo el personal de contrata.

- En relación con las revisiones periódicas de seguridad (RPS) se aceptó por el CSN el plan presentado por la central nuclear de Trillo para la realización de su RPS, que deberá ser presentada al CSN antes del 17 de noviembre de 2003, un año antes del vencimiento de la actual autorización de explotación. Así mismo, en el año 2003 está previsto la actualización de la Guía de Seguridad 1.10 sobre las revisiones periódicas de seguridad, tras la experiencia adquirida en la realización de las RPS de las centrales españolas.

Además, puede señalarse que con el objetivo de mejorar y reforzar la inspección y teniendo en cuenta la resolución vigésimo-tercera de la propia Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, que dice *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 periodos 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.

Asimismo, las inspecciones de licenciamiento se orientaron hacia la verificación de los procesos de los titulares. El objetivo perseguido fue que los titulares de las instalaciones, realicen la operación de las mismas y hagan su trabajo de forma segura. Si sus procesos son correctos y los resultados son satisfactorios, se tiene prácticamente la certeza de que las operaciones que lleven a cabo serán las correctas y se evitarán actividades potencialmente erróneas que, además, pueden crear una carga burocrática a los propios titulares y al CSN, con la consiguiente dedicación de recursos humanos a temas que no son importantes para la seguridad, distrayéndolas de aquellas que realmente lo son.

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 comenzó a analizar de forma sistemática, mediante reuniones monográficas, las inspecciones realizadas por personal de la 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).

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.

En este sentido dentro del año 2002 se efectuó una inspección piloto multidisciplinar a la central nuclear de Ascó en la que se constató en campo, la posibilidad de llevar a cabo este tipo de inspecciones y se realizó con el apoyo de tres inspectores de la NRC venidos expresamente desde EEUU para la el desarrollo y ejecución de la misma. Los resultados obtenidos fueron positivos y se demostró la viabilidad de este tipo de inspecciones.

Como resultado de ello, en este año 2003 se va a llevar a cabo una inspección informada por el riesgo a la central nuclear de Almaraz, durante el primer semestre del año centrada en dos sistemas, uno relacionado con la seguridad y otro que sin ser clasificado como de seguridad, es un sistema soporte de los sistemas de seguridad, siendo por tanto, muy importante su correcto funcionamiento, para la operación segura de la instalación.

En el 2003 se continuará este esfuerzo para reforzar la inspección, prueba de ello es que en enero, se han cubierto las vacantes de inspectores residentes adjuntos en las centrales Vandellós II y Santa María de Garoña, aunque durante un periodo de unos tres o cuatro meses el inspector residente adjunto de Vandellós II simultaneará sus actividades entre Vandellós II y Vandellós I. Con estos nombramientos actualmente están cubiertas todas las plazas de inspectores residentes.

El Consejo de Seguridad Nuclear en las modificaciones organizativas en curso creó, dentro de su relación de puestos de trabajo, tres plazas denominadas inspector residente suplente que tienen por objeto el disponer de inspectores residentes adicionales que puedan incrementar la presencia de la inspección residente en aquellas centrales que por sus características especiales, en determinadas circunstancias, requieran un refuerzo

adicional (p.e. paradas de recarga, incidentes, situaciones que a juicio del CSN requieren una consideración especial, vacaciones, enfermedad o ausencia por otros motivos de los inspectores residentes habituales).

Dentro de los objetivos de reforzar la inspección de todas las instalaciones nucleares, en particular de las centrales nucleares y de la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, se puede citar que durante el año 2002 se incrementaron las actividades de inspección.

Durante el año 2001, en el CSN se dedicaron aproximadamente 36.600 horas a la inspección de estas instalaciones mientras que en el año 2002, este número ascendió a 44.518 horas. El número de inspecciones realizadas en el año 2002 fue de 273.

Con respecto a las centrales nucleares, en el año 2002, (sin contar las horas dedicadas por la inspección residente y las jefaturas de proyectos), los esfuerzos dedicados a inspección por parte de los inspectores de las oficinas centrales, superaron en un 50% los dedicados en el año 2001. Esto se considera muy satisfactorio de cara a dar a la inspección de las centrales nucleares el peso relativo que realmente debe tener en el CSN, teniendo en cuenta el actual parque nuclear español, lo que acerca la función inspectora al papel que debe tener para que el CSN cumpla satisfactoriamente las misiones que tiene encomendadas.

La realización de inspecciones multidisciplinares llevó asociada una mayor dedicación, esfuerzo y recursos de personal inspector. Por otra parte, la ejecución del cien por cien del *Programa Base de Inspección*, junto con la del resto de las inspecciones de licenciamiento asociadas a las diversas solicitudes que puedan efectuar los titulares de las instalaciones, nos hace presuponer que esta tendencia se va a mantener a lo largo del año 2003, al menos en cuanto al número de las horas de inspección.

Por las mismas razones puede que el número total de inspecciones no se incremente, pues con las multidisciplinares se pueden englobar algunas inspecciones que actualmente se efectúan de forma individualizada

1.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento

El segundo periodo del programa ESFUC (Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales) ha transcurrido entre enero de 2001 y junio de 2002 ambos inclusive. Durante este periodo 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 técnico; y preparación para emergencias, incendios y sabotajes.

Asimismo, los inspectores residentes elaboraron sus informes de valoración sobre el comportamiento de las centrales a que están asignados centrados en los aspectos de la operación de las mismas durante este periodo de 18 meses.

Durante el segundo semestre de 2002 continuó el programa de la forma establecida, es decir, las diferentes áreas organizativas del CSN realizan un informe de valoración de las centrales con los informes parciales, de los inspectores que pertenecen a cada área y finalmente se lleva a cabo la elaboración de los informes globales preliminares de cada central.

Está previsto que en el primer trimestre del año 2003 se disponga de los informes preliminares de todas las centrales, que se remitirán a los titulares

para su conocimiento y comentarios, antes de pasar dichos informes a considerarlos informes finales de valoración.

Hay que recordar que el principal objetivo del programa ESFUC es dar una orientación objetiva y sistemática al CSN sobre las áreas con peor comportamiento relativo de cada central para focalizar en ellas los mayores esfuerzos de inspección.

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

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

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

3. Un nivel de técnicos responsables de realizar el análisis, planificación, seguimiento de los trabajos, revisión de los resultados obtenidos y de proponer sugerencias de mejoras.

Esta 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, desmante-lamiento 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 en torno a un 80% (valor promedio entre 1990 y 1999) de la dosis colectiva anual de las plantas. Fruto de este proceso de mejora emprendido desde 1991 es la reducción que las dosis colectivas de recarga han experimentado en el conjunto de las centrales españolas. En la tabla 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 2002 con la dosis colectiva media de recarga en el periodo 1988-1993. 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 2002 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 6.597 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente[1]. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 6.507 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 2 mSv/año y considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 4% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (5.515 mSv.persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.563 trabajadores y una dosis individual media de 2,19 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 992 mSv.persona, con un total de 2.111 trabajadores y una dosis individual media de 1,35 mSv/año.

1. Dado que los datos se obtienen del banco dosimétrico nacional, con lo que se tiene en cuenta el hecho de que algunos trabajadores de contrata desarrollan trabajos en más de una central nuclear. Esto motiva que el número total de trabajadores en el sector no se corresponda con la suma del número de trabajadores en cada central.

Tabla 1.3. Dosis colectivas por recarga

Centrales nucleares	Dosis colectiva (mSv.p) [1]	Dosis colectiva (mSv.p) [2]	% dosis colectiva [3]
José Cabrera	2.120	560	26,4
Asco II	2.041	464	27,7
Almaraz I	2.872	594	20,7
Cofrentes	2.838	1.815	63,9
Vandellós II	1.144	863	75,4
Trillo	831	273	32,9

(1) Promedio de las recargas realizadas en el periodo 1988-1993.
(2) Recarga del año 2002.
(3) El valor representa el porcentaje de la dosis colectiva de la última recarga respecto a la dosis promedio del periodo 1988-1993.

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.

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 nucleoeléctrico 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 dosis colectiva por reactor correspondiente a 2002 se mantiene en un nivel similar a la correspondiente a 2001 con lo que se consolida la tendencia decreciente registrada en los últimos años. Hay que indicar que en el año 2002 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad II, Almaraz unidad I, 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):**
- La tendencia decreciente que se venía observando en los últimos años se ve interrumpida en 2002 debido a que durante la parada de recarga de la central de Cofrentes se efectuaron una serie de actividades (descontaminación del sistema de purificación del agua del reactor y del sistema de recirculación) que motivaron que la dosis colectiva de la recarga fuera algo superior a la de la recarga anterior (año 2000).

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	133	152	1,67
Santa Mª de Garoña	305	67	0,59
Almaraz	477	75	0,62
Ascó	373	28	0,37
Cofrentes	381	590	3,01
Vandellós II	264	50	0,68
Trillo	238	30	0,41

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	428	683	2,38
Santa Mª de Garoña	440	181	1,07
Almaraz	1.096	789	1,29
Ascó	1.068	500	1,00
Cofrentes	1.428	2.205	2,34
Vandellós II	960	914	1,69
Trillo	805	243	0,67

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	561	835	2,21
Santa Mª de Garoña	745	248	0,87
Almaraz	1.570	864	1,18
Ascó	1.429	528	0,92
Cofrentes	1.808	2.795	2,46
Vandellós II	1.212	964	1,56
Trillo	1.043	273	0,63

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	2.111	992	1,35
Personal de contrata	4.563	5.515	2,19
Global	6.597	6.507	2,00

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

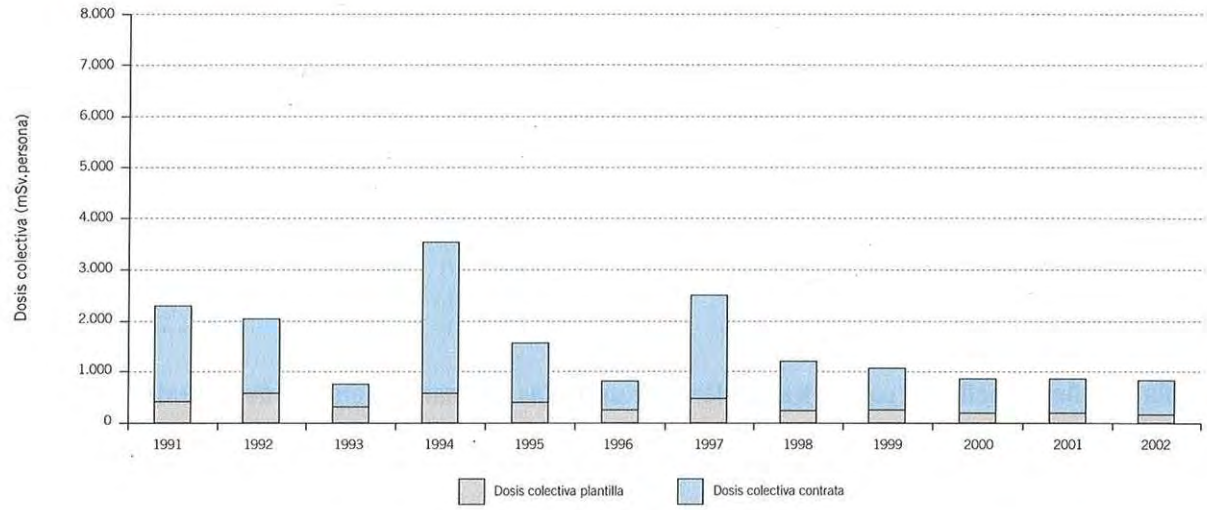


Figura 1.3. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Santa María de Garoña

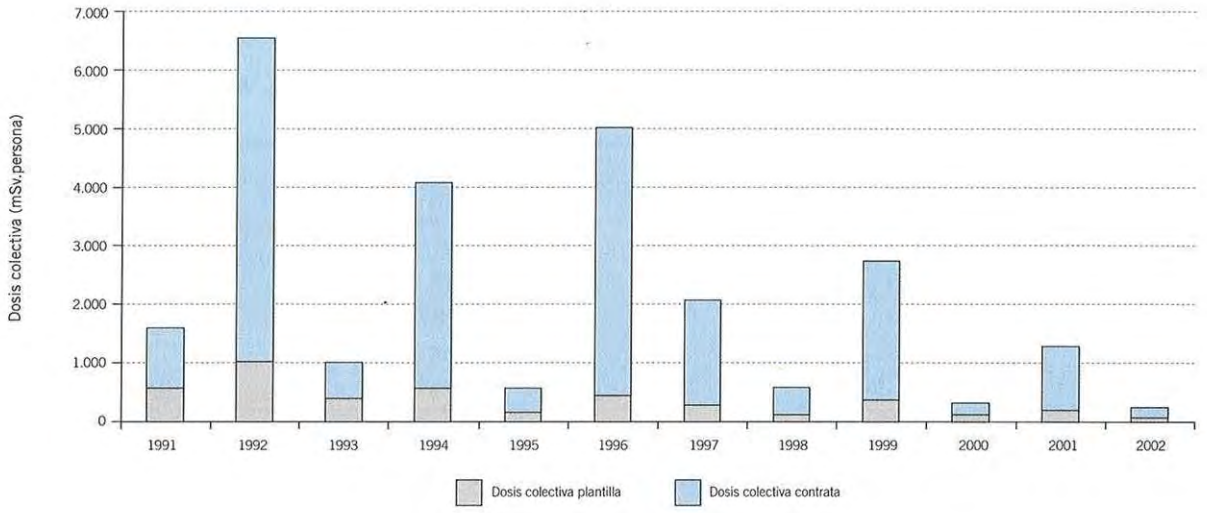


Figura 1.4. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Almaraz

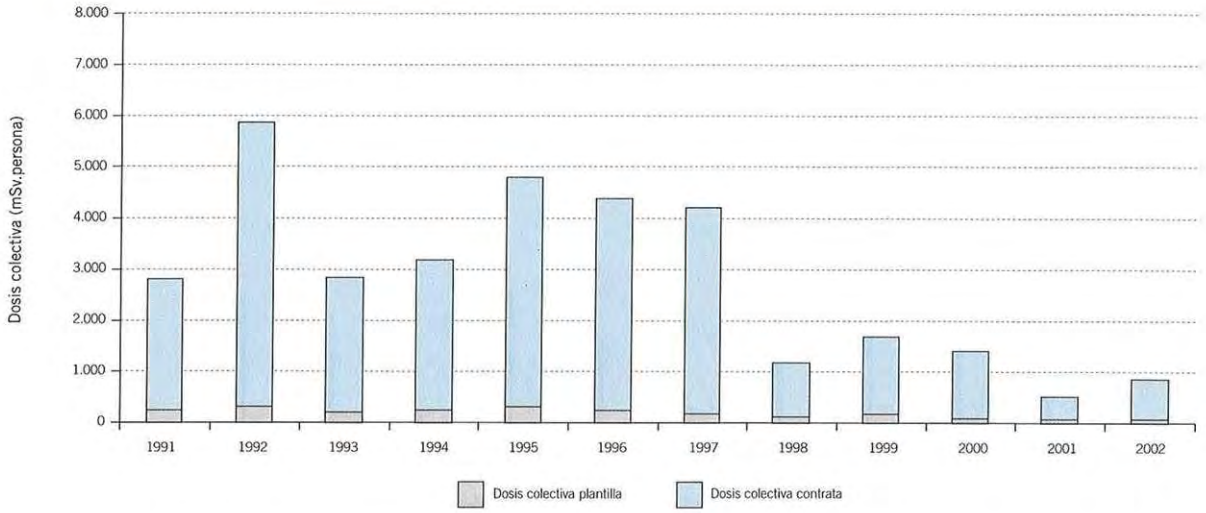


Figura 1.5. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Ascó

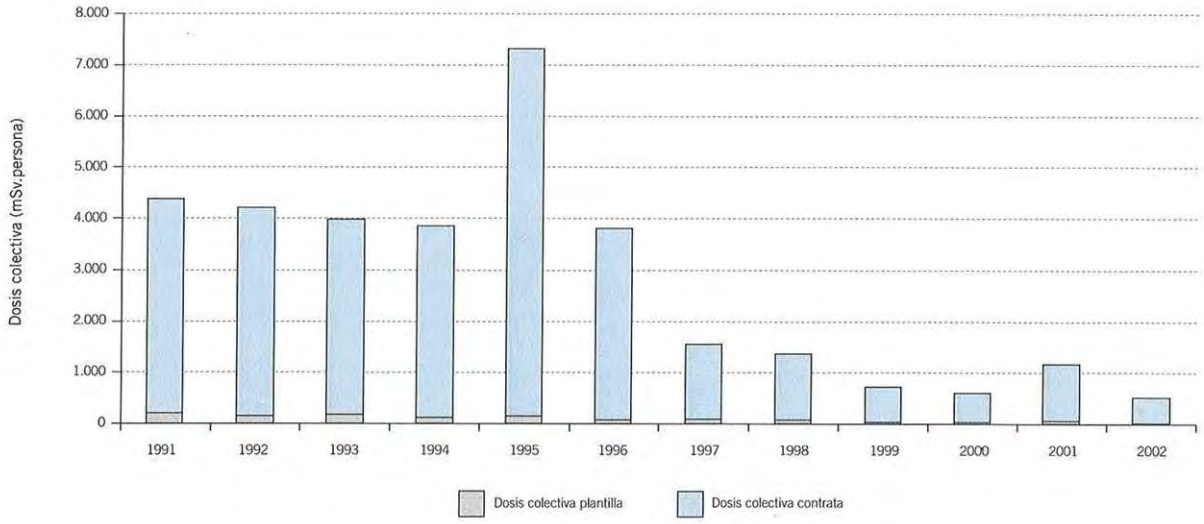


Figura 1.6. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Cofrentes

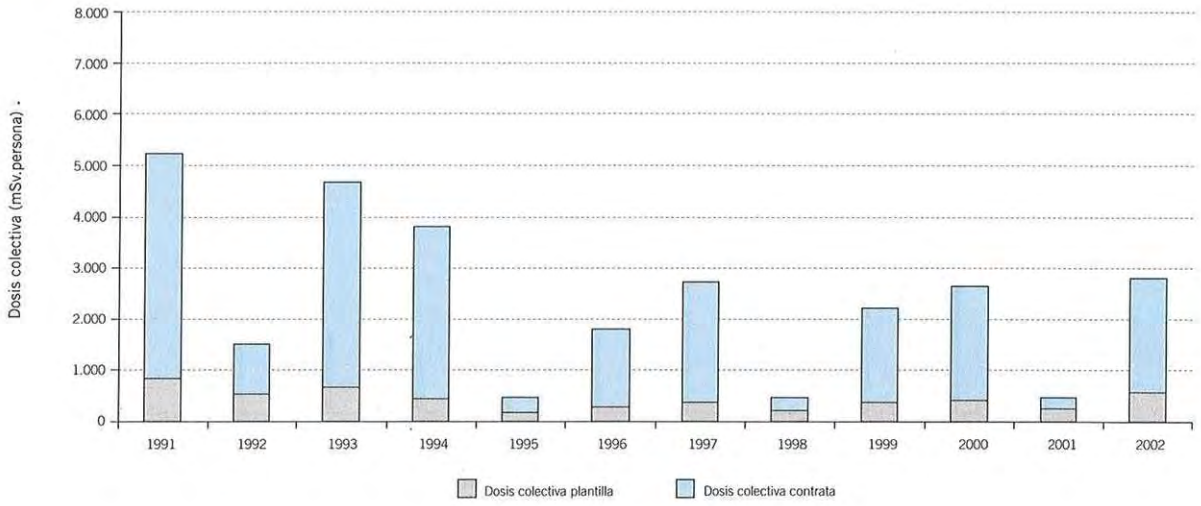


Figura 1.7. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Vandellós II

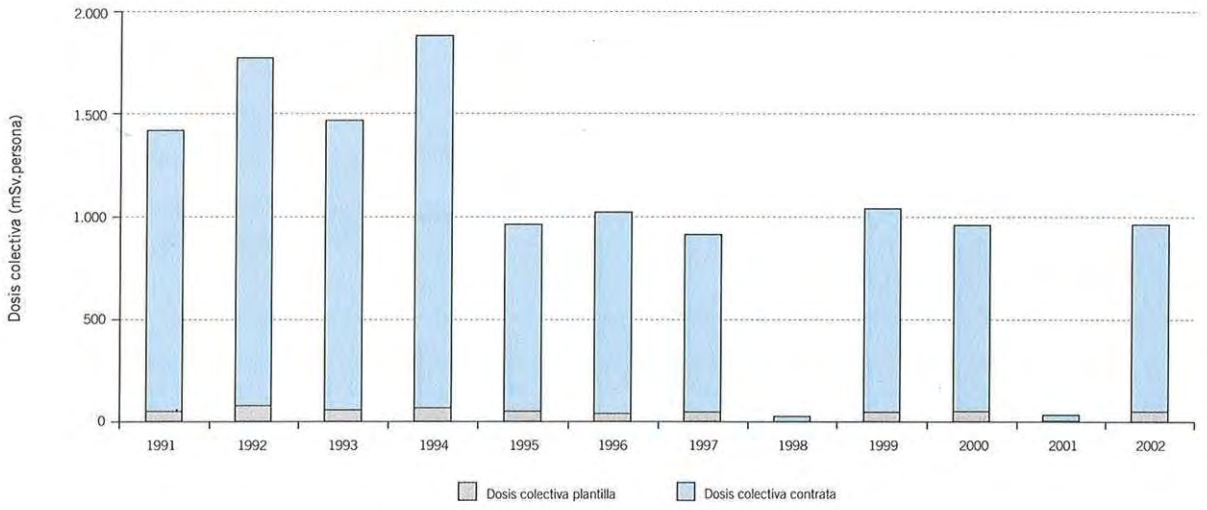


Figura 1.8. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Trillo

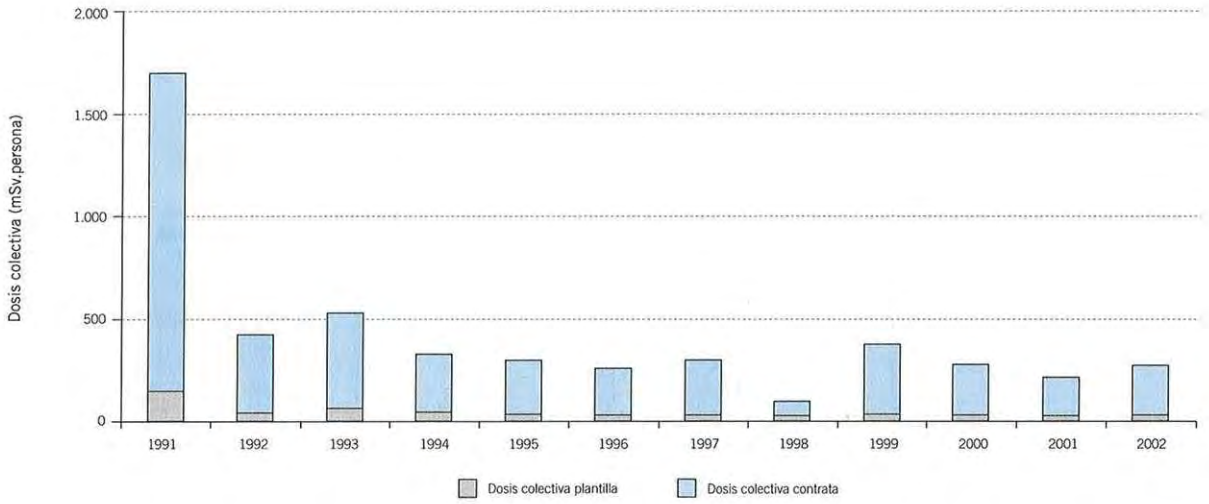
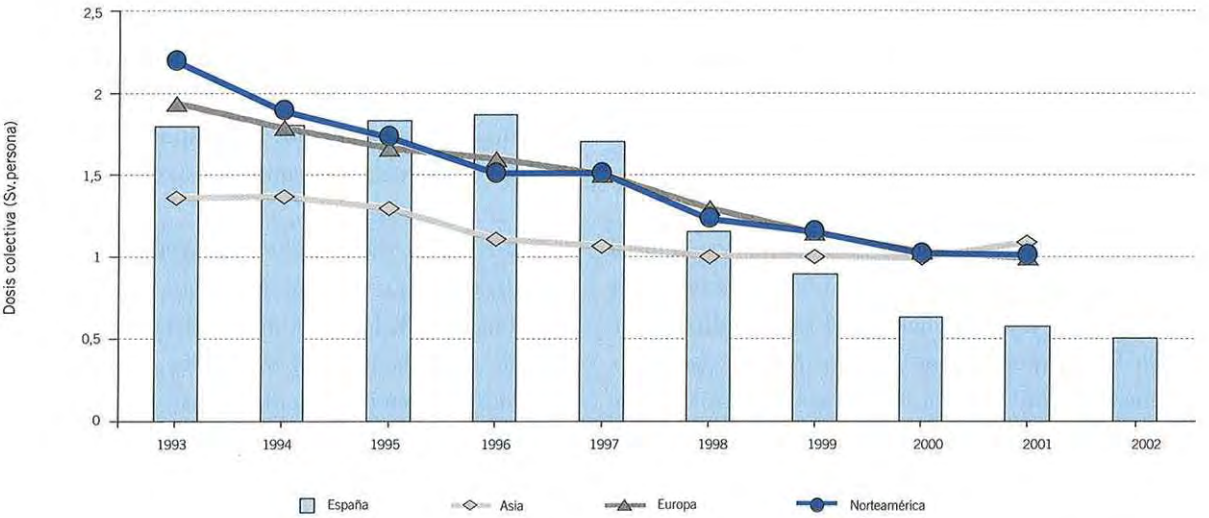
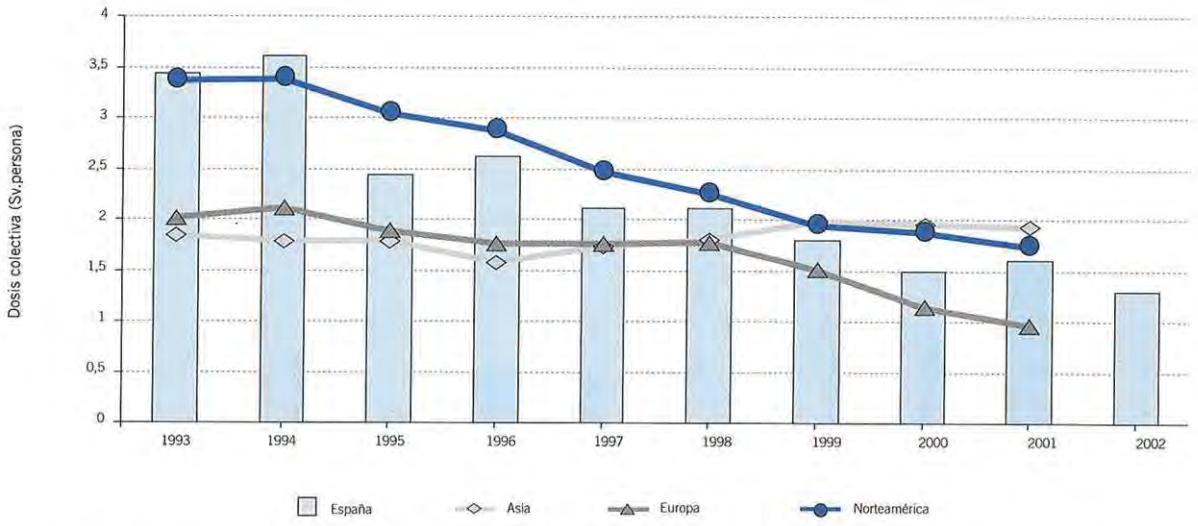


Figura 1.9a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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.

Sin embargo, considerando las dosis medias colectivas medias trianuales por reactor y año (figura 1.9.b) se observa que se mantiene la tendencia decreciente progresiva registrada 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 Tajo recibe los efluentes líquidos de las centrales nucleares José Cabrera, Trillo y Almaraz I y II; el río Ebro de las centrales Santa María de Garoña y Ascó I y II; y el río Júcar de la central nuclear de Cofrentes.

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

Un requisito que introduce el vigente RPSRI es la realización por el titular de cada práctica de la estimación, de la forma más realista posible, de las dosis recibidas por los miembros del público, al menos con una periodicidad anual. Con este fin, se ha constituido un grupo de trabajo Unesa-CSN en el que se están definiendo los criterios a aplicar para llevar a cabo esta estimación realista de las dosis; una vez determinados los criterios, se efectuará la estimación de la dosis efectiva correspondiente al año 2002 y una estimación retrospectiva de las dosis recibidas por los grupos de referencia que se establezcan.

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	5,69 10^{7}	5,97 10^{9}	1,24 10^{9}	6,58 10^{9}	1,99 10^{10}	7,25 10^{8}
Tritio	2,39 10^{12}	2,90 10^{13}	4,73 10^{13}	4,82 10^{13}	2,87 10^{13}	1,66 10^{13}
Gases disueltos	6,60 10^{7}	4,38 10^{7}	4,27 10^{8}	4,19 10^{8}	43,93 10^{9}	(1)
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	1,06 10^{13}	3,68 10^{11}	1,23 10^{12}	1,12 10^{12}	1,44 10^{12}	2,57 10^{11}
Halógenos	3,99 10^{5}	5,93 10^{5}	1,14 10^{5}	LID	5,36 10^{7}	1,01 10^{5}
Partículas	8,50 10^{6}	9,61 10^{5}	9,45 10^{6}	8,66 10^{6}	2,72 10^{7}	2,11 10^{6}
Tritio	8,40 10^{10}	8,78 10^{12}	1,17 10^{12}	1,78 10^{12}	2,54 10^{11}	6,37 10^{11}

Centrales BWR

Central nuclear	Santa María de Garoña	Cofrentes
Efluentes líquidos		
Total salvo tritio y gases disueltos	5,86 10^{8}	3,70 10^{8}
Tritio	5,21 10^{11}	3,06 10^{12}
Gases disueltos	LID	1,03 10^{9}
Efluentes gaseosos		
Gases nobles	LID	1,71 10^{13}
Halógenos	1,05 10^{8}	5,83 10^{9}
Partículas	7,91 10^{6}	1,09 10^{8}
Tritio	3,61 10^{11}	3,93 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 líquidos y gaseosos emitidos por las distintas centrales nucleares durante el año 2002, mientras que en las figuras 1.10 a 1.25 se presenta su evolución desde el año 1992. 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 2002 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)

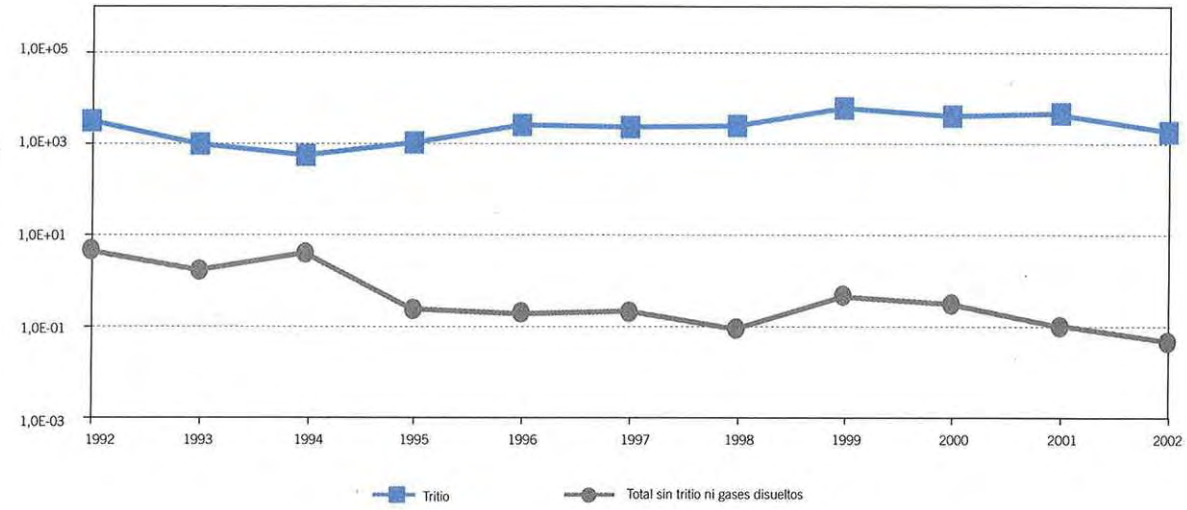


Figura 1.11. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

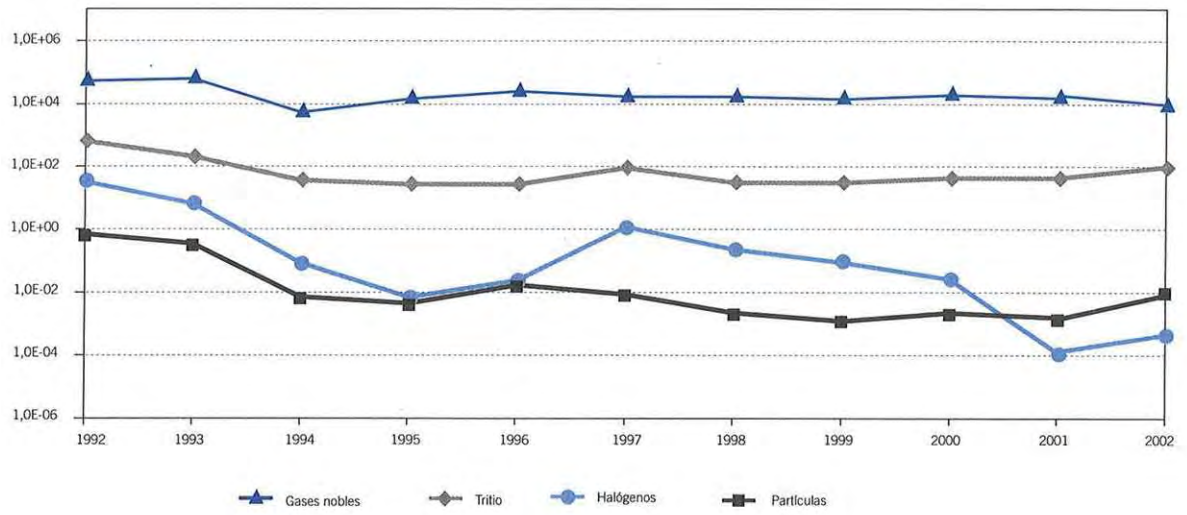


Figura 1.12. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

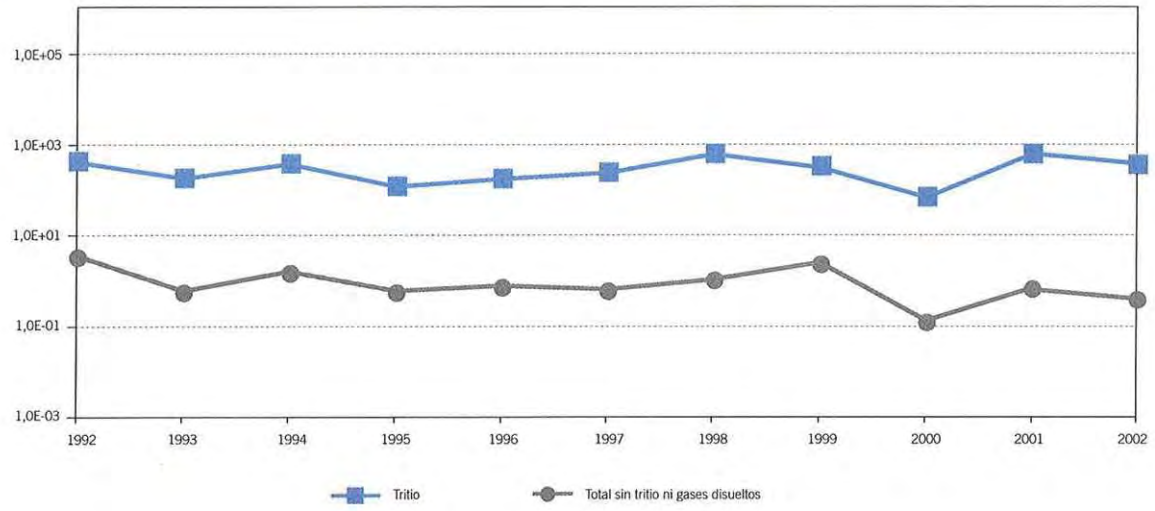


Figura 1.13. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

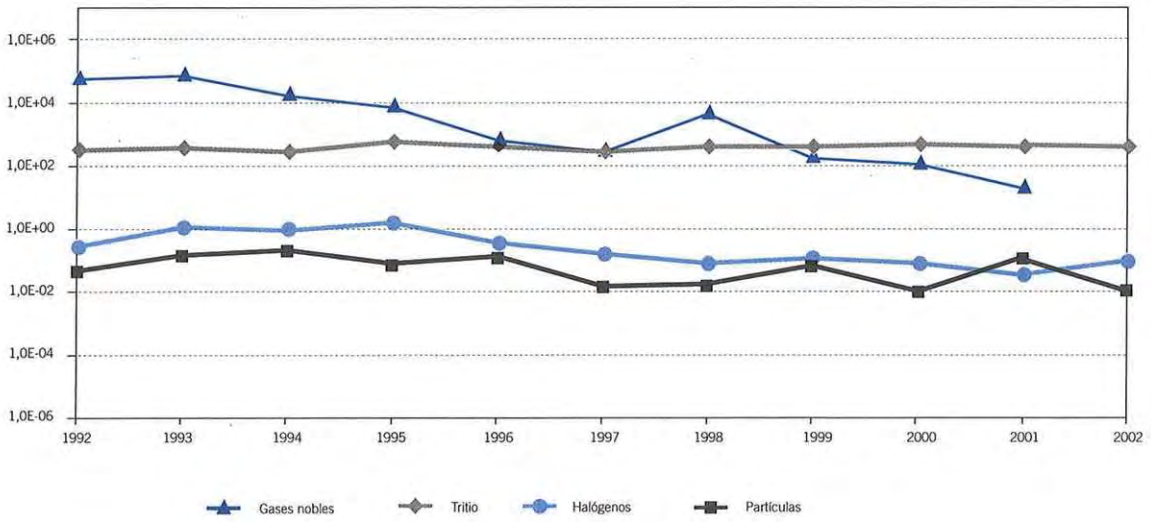


Figura 1.14. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

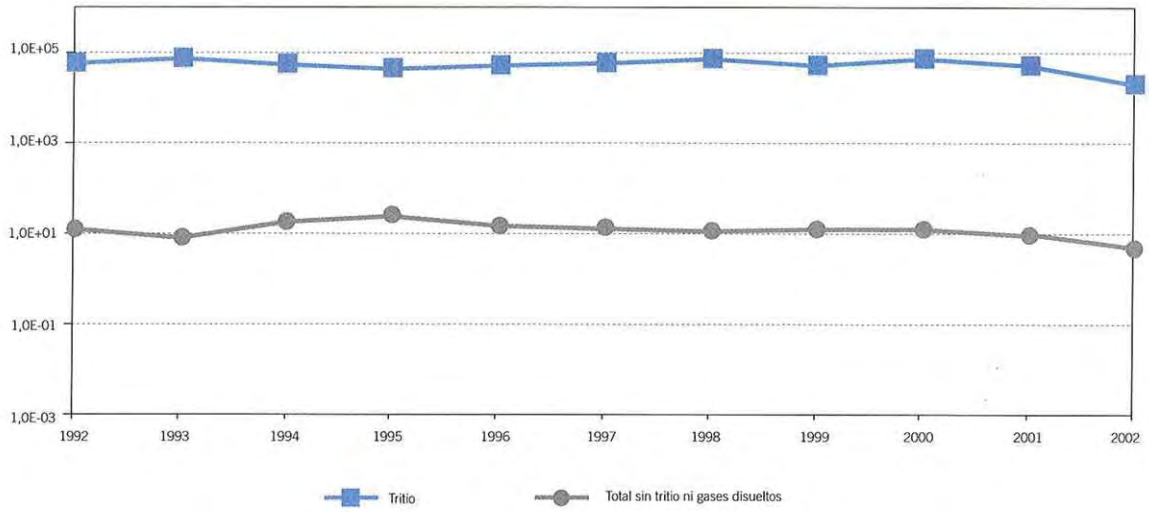


Figura 1.15. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

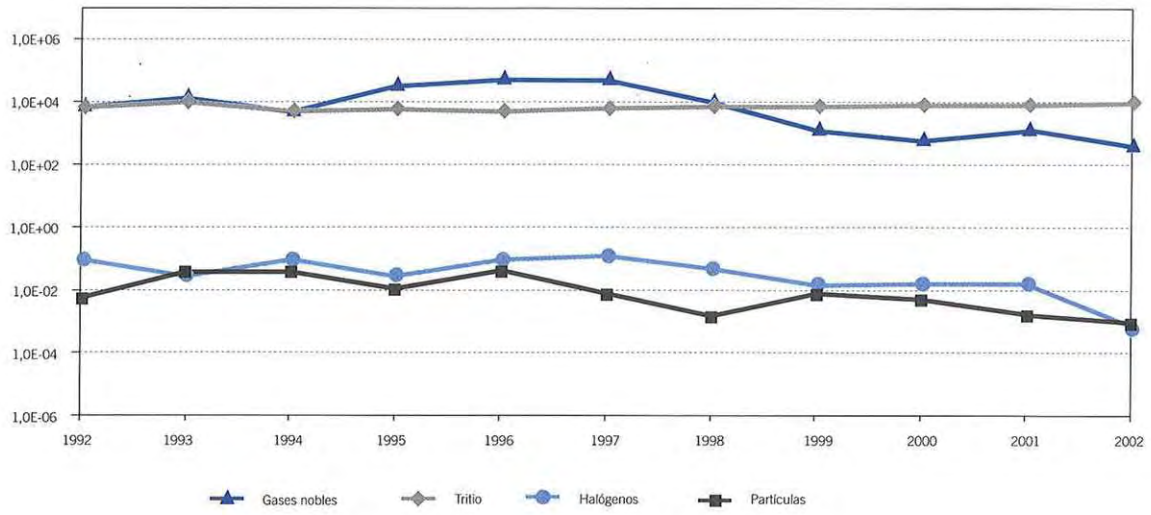


Figura 1.16. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

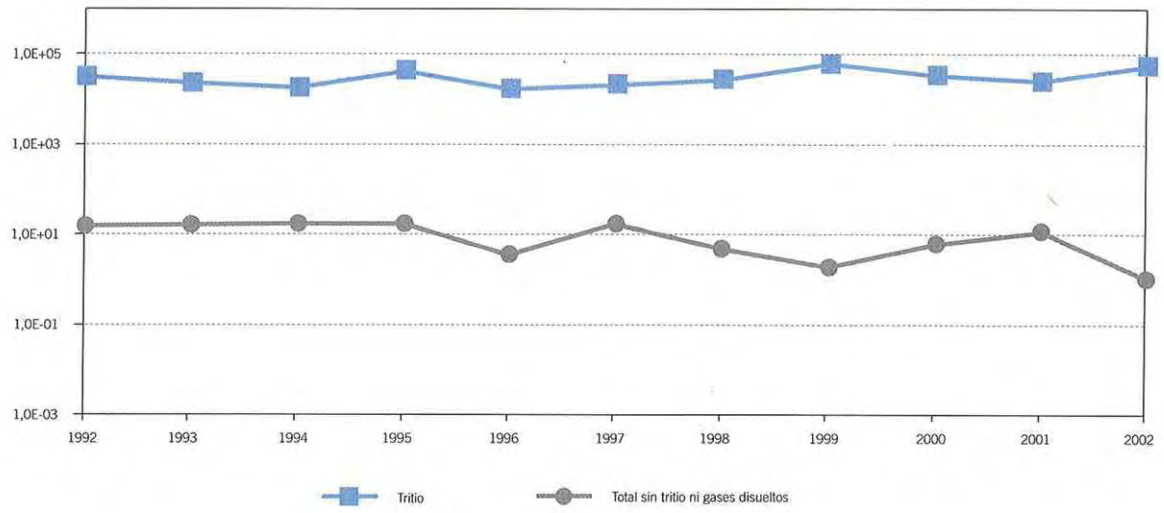


Figura 1.17. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

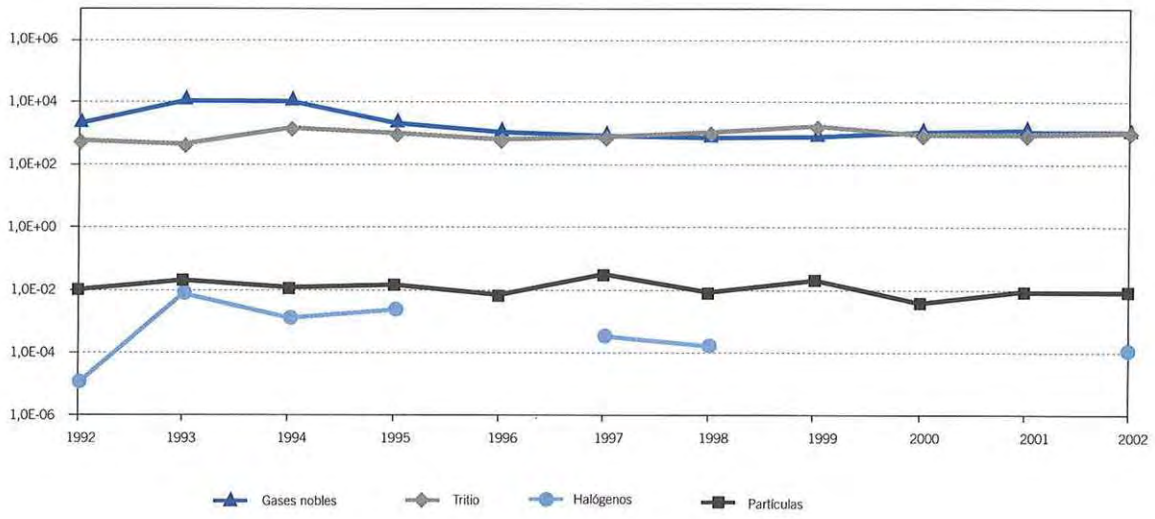


Figura 1.18. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

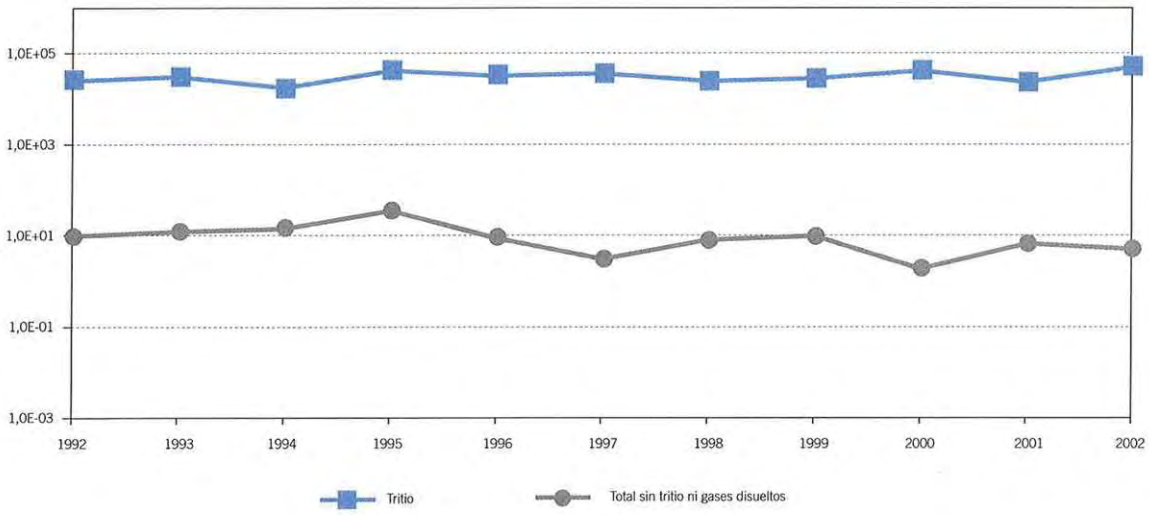


Figura 1.19. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

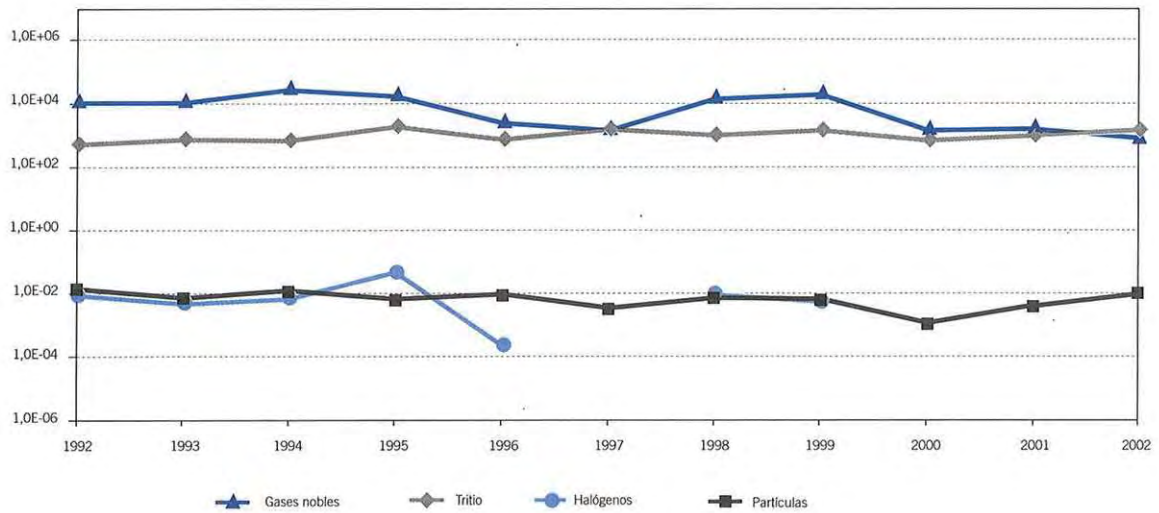


Figura 1.20. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

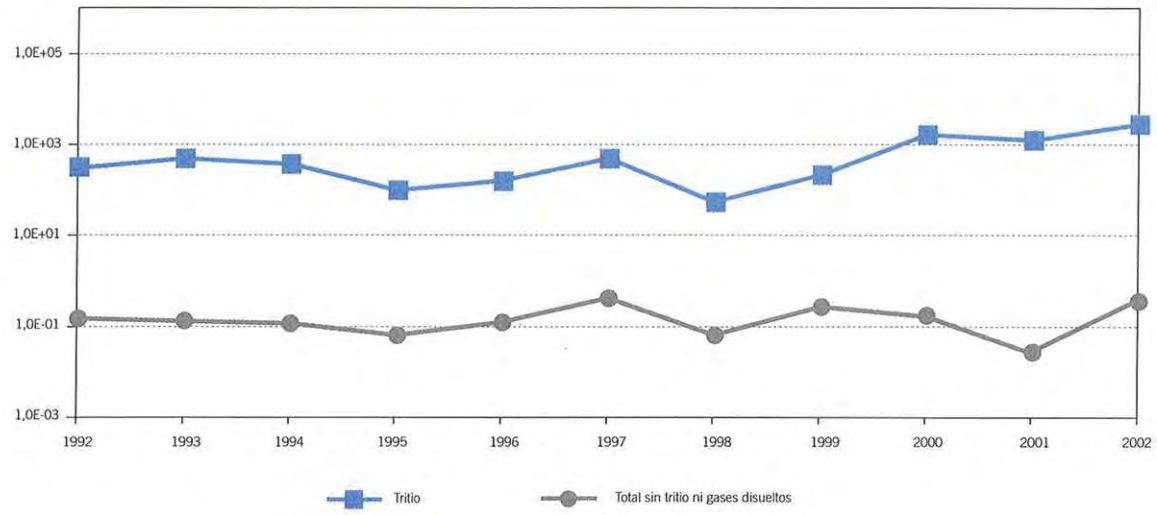


Figura 1.21. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

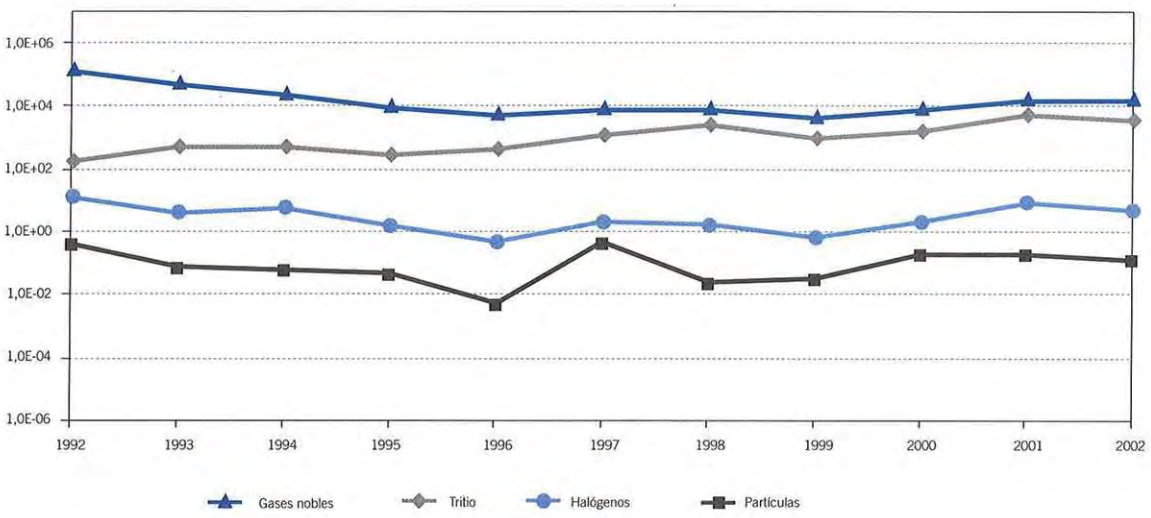


Figura 1.22. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

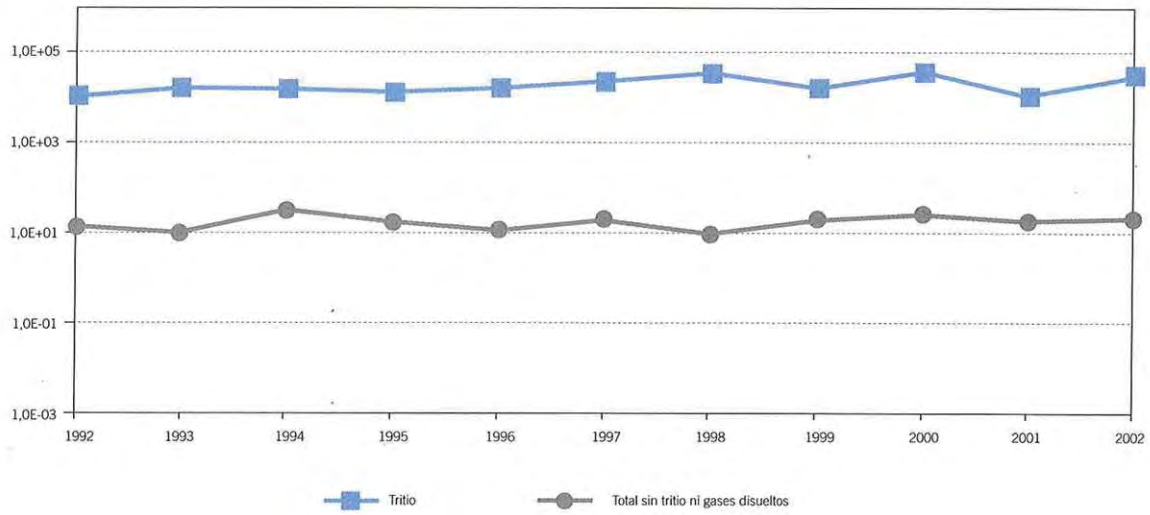


Figura 1.23. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

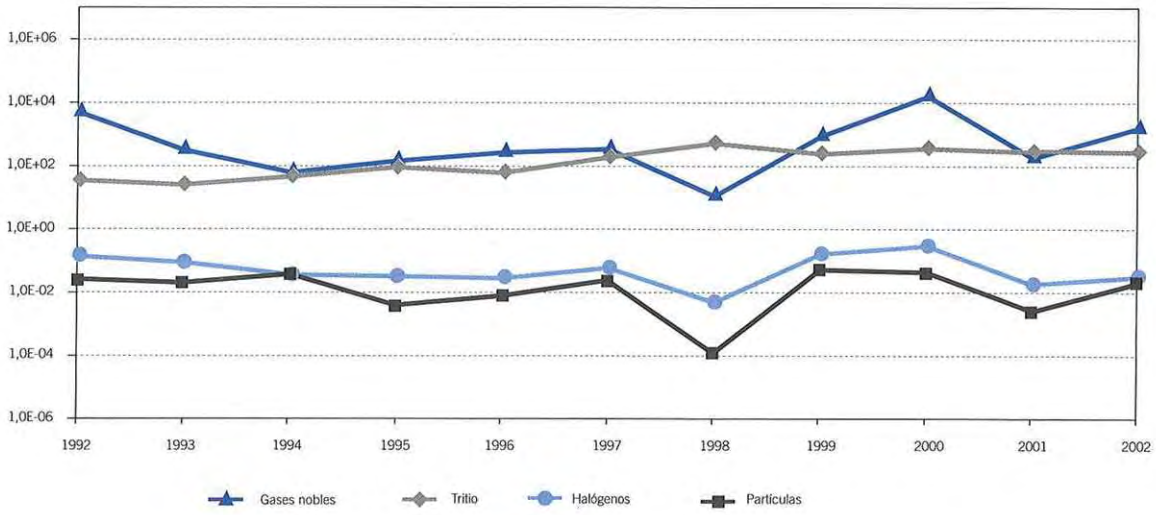


Figura 1.24. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

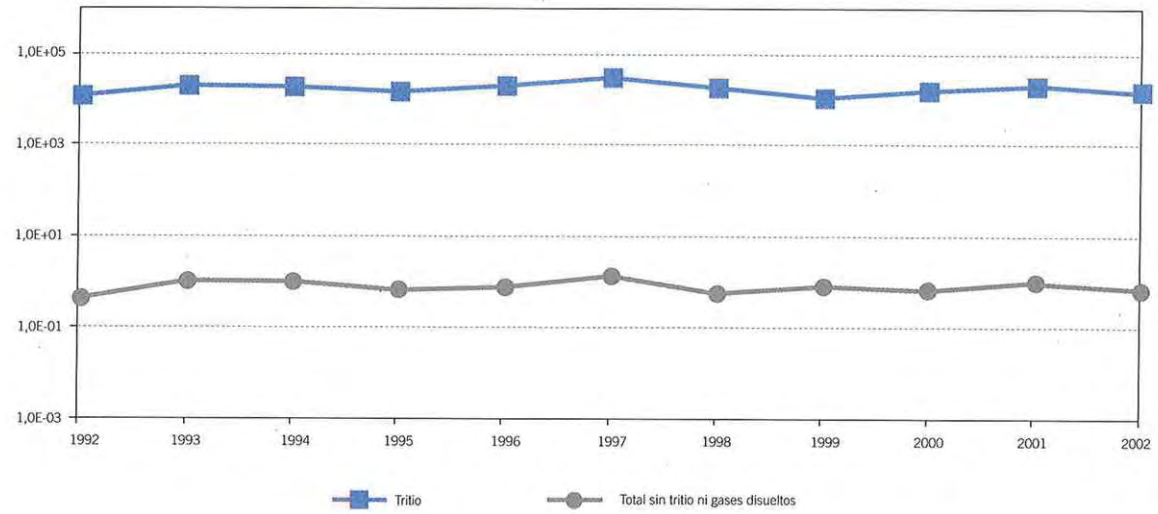
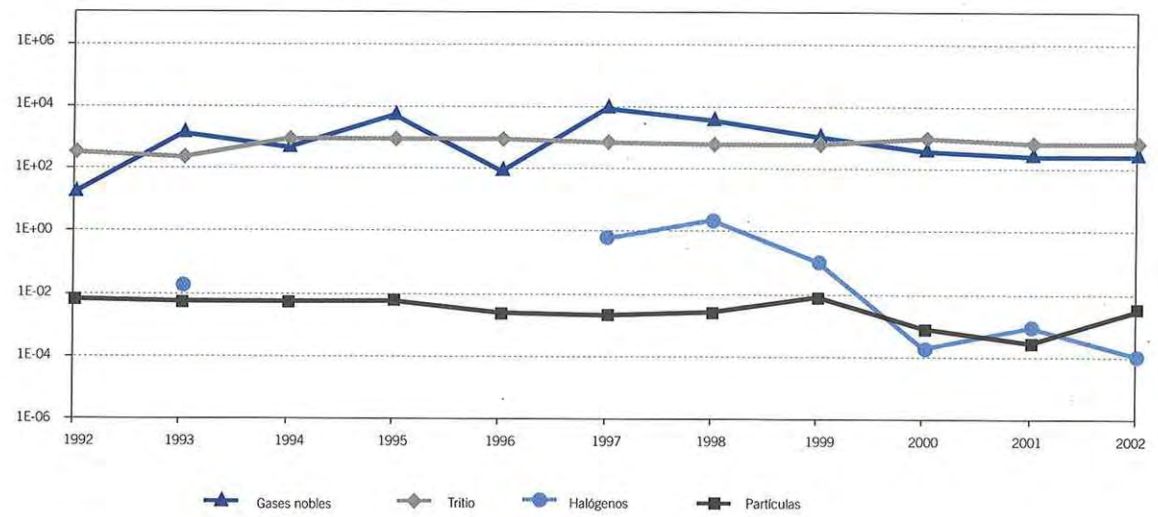


Figura 1.25. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



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, no se efectuará hasta que estén definidos los criterios a aplicar. No obstante, las dosis efectivas que se han calculado para el individuo más expuesto, habiéndose considerado hipótesis muy conservadoras, no han superado en ningún caso un 4% 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 Estados Unidos, país de origen de la tecnología de la mayor parte de las centrales españolas, y el constituido por las centrales de la Unión Europea. Con este fin, el CSN ha venido realizando de forma sistemática estudios comparativos de los vertidos de las centrales de una misma tecnología: 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.

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 2001, 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 2002 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 2001.

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

Tabla 1.9. Actividad normalizada de los efluentes radiactivos (GBq/GWh)*

Efluentes gaseosos

Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	$1{,}00\ 10^{1}$	$2{,}29\ 10^{1}$	$4{,}89\ 10^{0}$	$7{,}36\ 10^{1}$	$1{,}45\ 10^{1}$	$1{,}26\ 10^{2}$
I-131	$2{,}30\ 10^{-5}$	$6{,}36\ 10^{-5}$	$2{,}52\ 10^{-5}$	$2{,}75\ 10^{-4}$	$9{,}43\ 10^{-5}$	$4{,}99\ 10^{-4}$
Partículas	$2{,}76\ 10^{-5}$	$7{,}36\ 10^{-5}$	$4{,}22\ 10^{-5}$	$6{,}19\ 10^{-2}$	$3{,}72\ 10^{-4}$	$1{,}32\ 10^{-3}$
Tritio	$1{,}88\ 10^{-1}$	$1{,}23\ 10^{-1}$	$2{,}79\ 10^{-2}$	$3{,}21\ 10^{-2}$	$4{,}62\ 10^{-1}$	$2{,}80\ 10^{-1}$

Efluentes líquidos

Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Total salvo tritio	$4{,}02\ 10^{-3}$	$5{,}54\ 10^{-4}$	$3{,}97\ 10^{-3}$	$4{,}96\ 10^{-3}$	$7{,}99\ 10^{-3}$	$7{,}08\ 10^{-3}$
Tritio	$3{,}17\ 10^{0}$	$7{,}76\ 10^{-2}$	$3{,}23\ 10^{0}$	$2{,}50\ 10^{-1}$	$3{,}02\ 10^{0}$	$1{,}09\ 10^{-1}$

(*) Valores medios: España: 1981-2002; UE: 1981-1997; EEUU: 1981-1997.

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

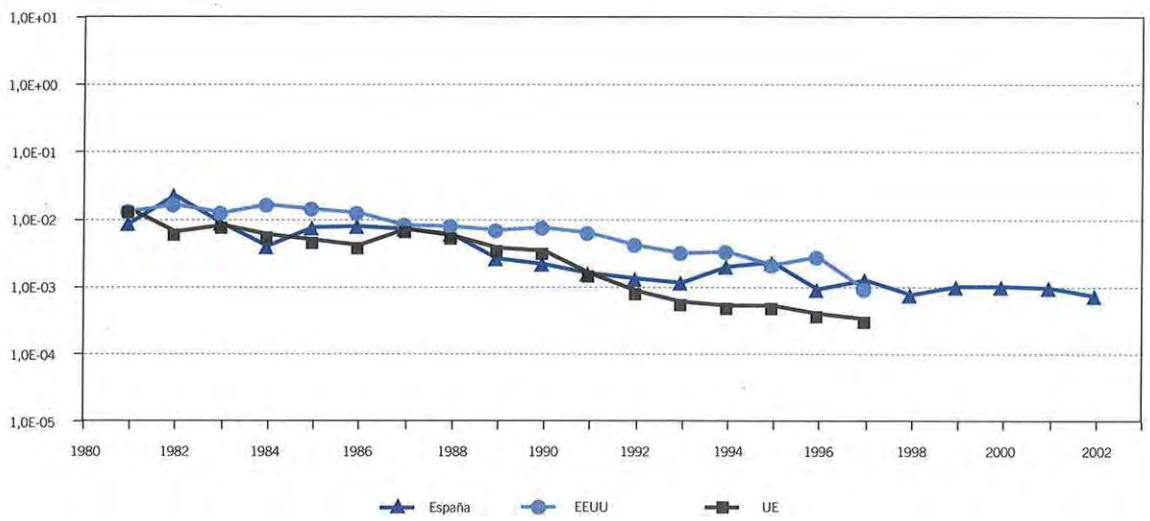


Figura 1.27. Efluentes líquidos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

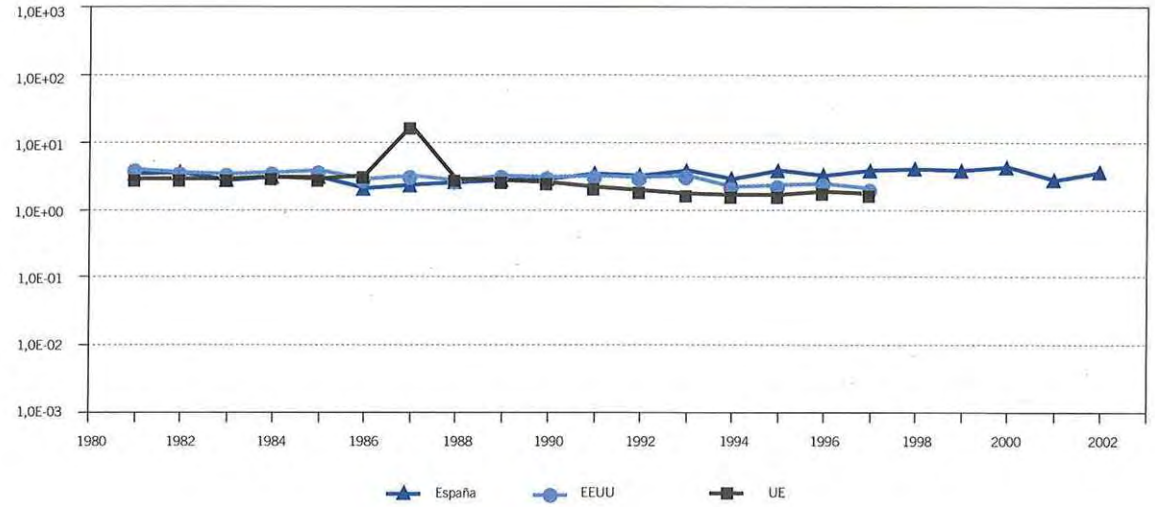


Figura 1.28. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

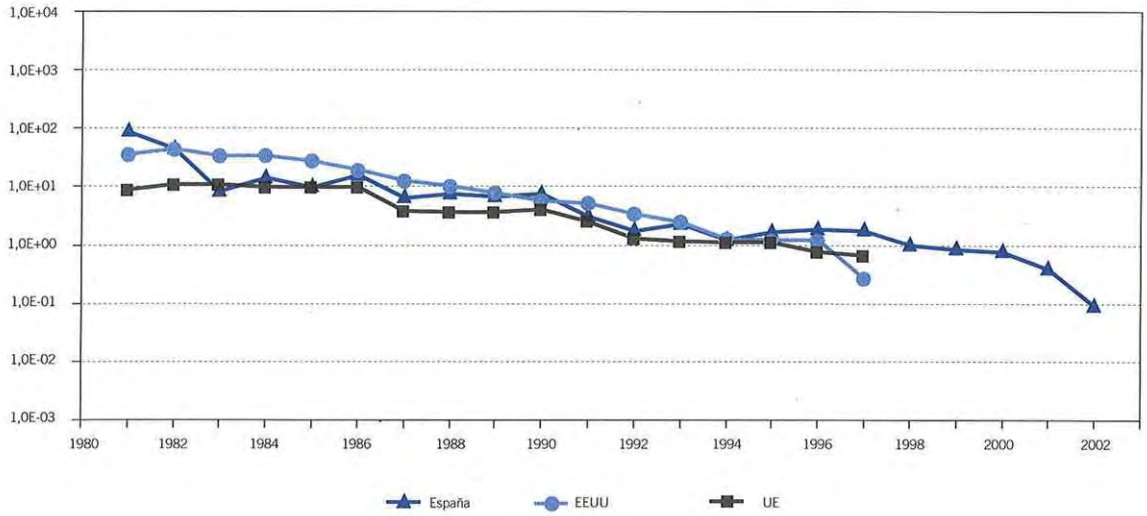


Figura 1.29. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

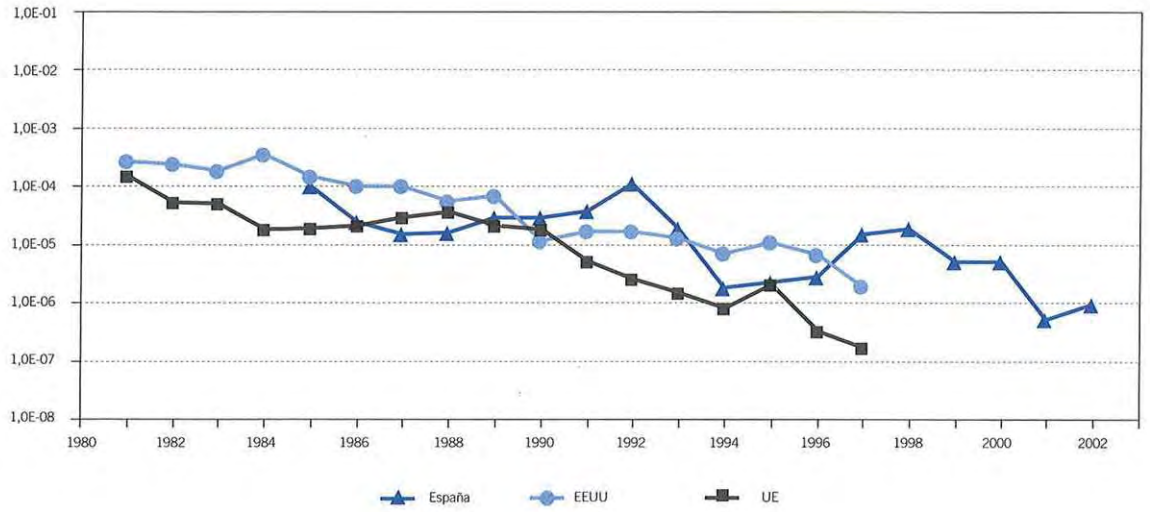


Figura 1.30. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

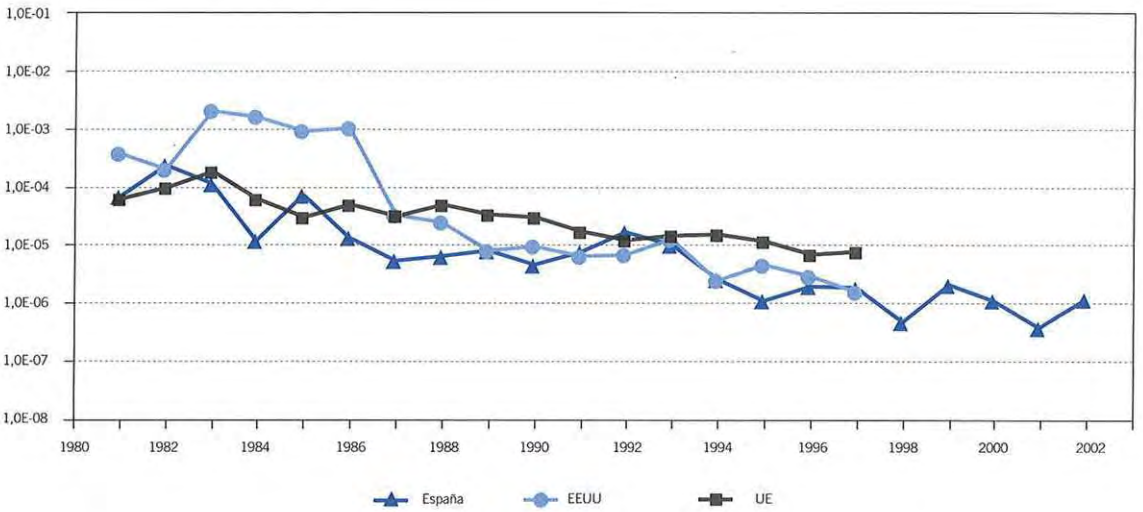


Figura 1.31. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

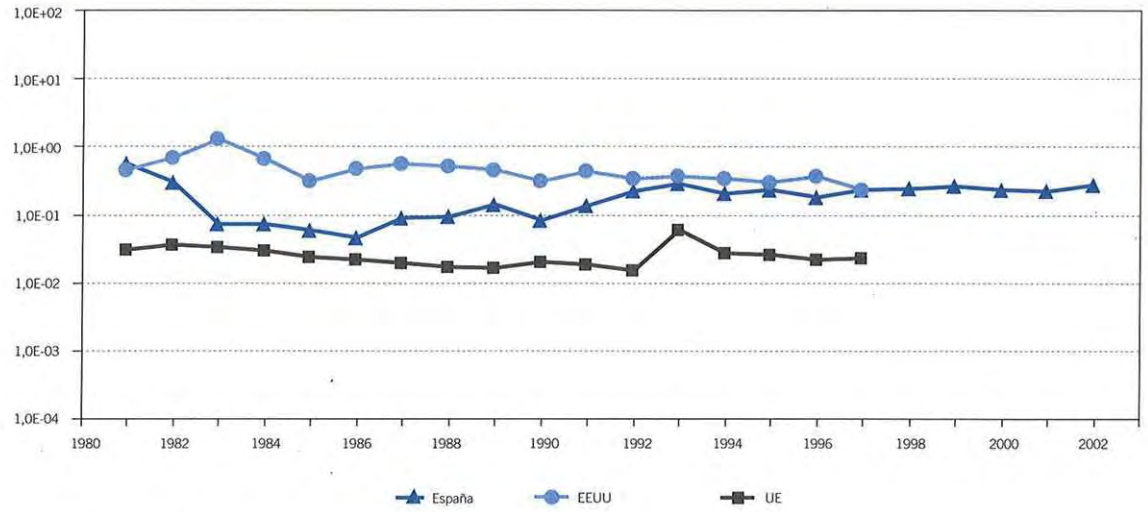


Figura 1.32. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

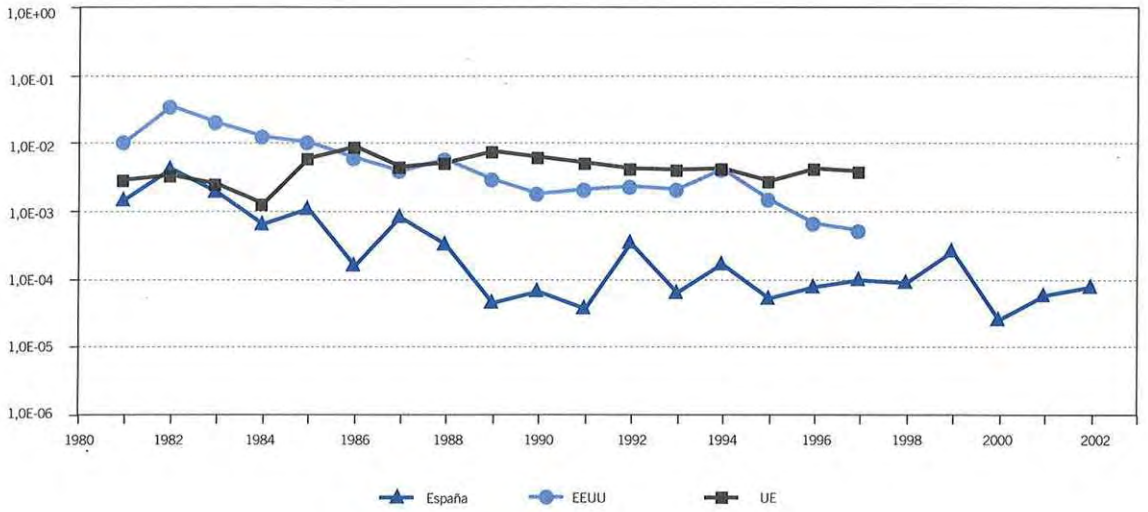


Figura 1.33. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

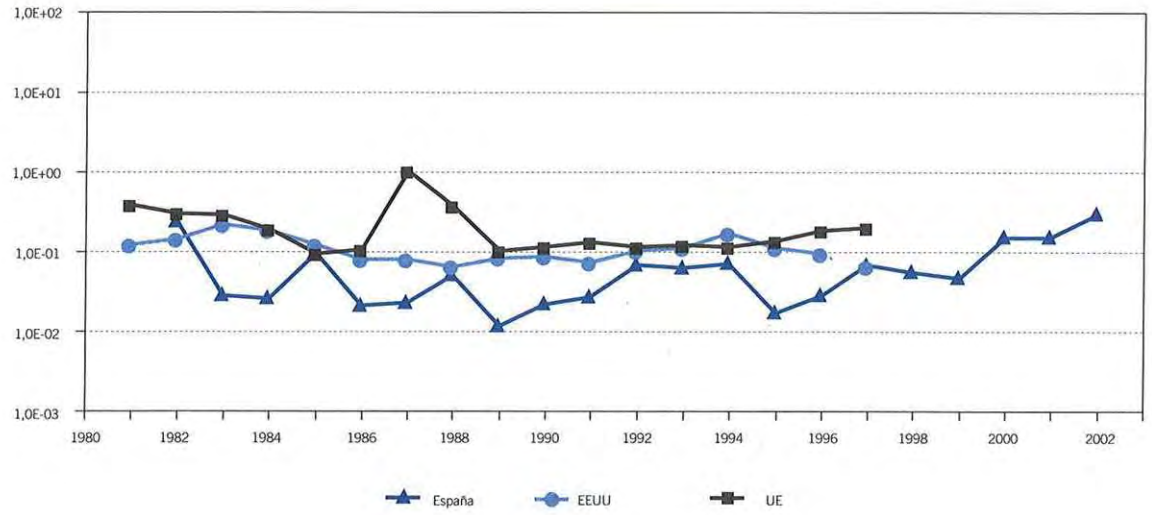


Figura 1.34. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

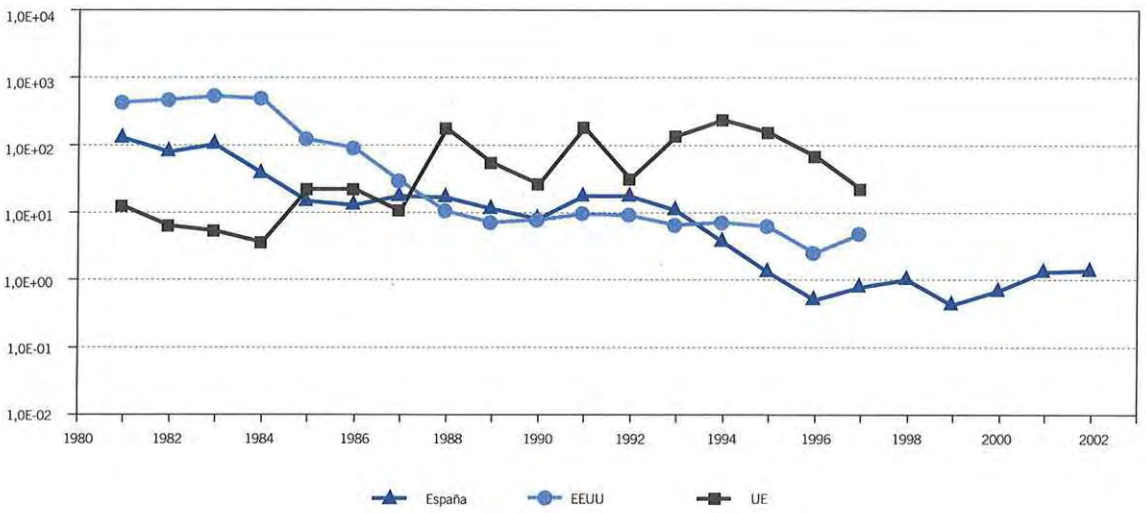


Figura 1.35. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

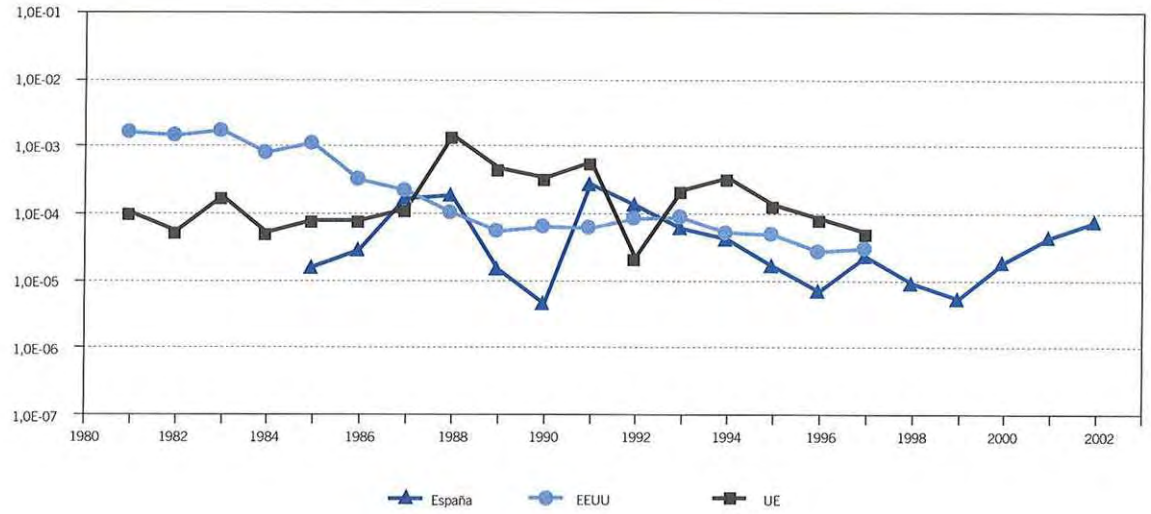


Figura 1.36. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

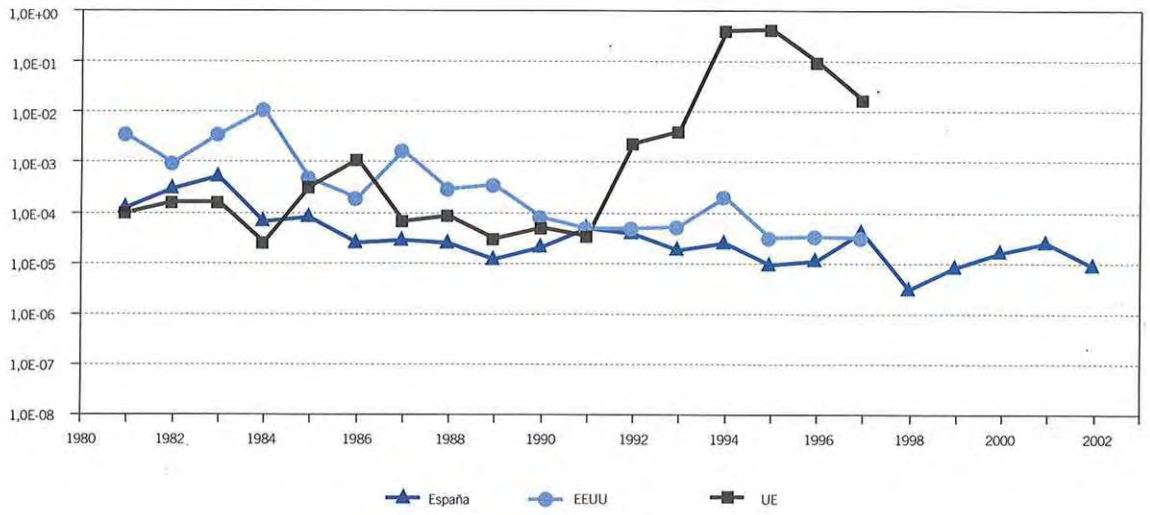


Figura 1.37. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

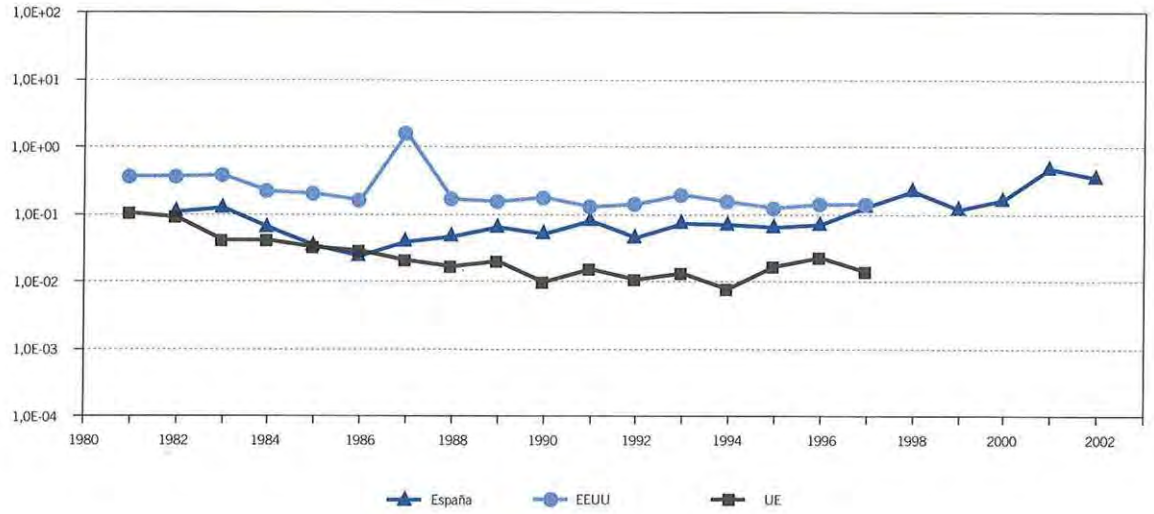
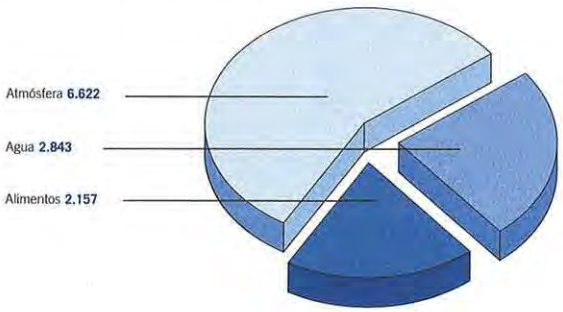


Figura 1.38. Programa de vigilancia radiológica ambiental. Número de análisis realizados en las centrales nucleares. Campaña 2001



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 periodos 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 2001 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.

Residuos radiactivos

En el año 2002 las centrales nucleares en explotación generaron residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad, con una actividad estimada en 36.938,40 GBq acondicionados en 2.505 bidones de 220 litros. En la tabla 1.11 se desglosa la producción de bultos por central.

Tabla 1.10. PVRA. Número de muestras tomadas por las centrales nucleares en 2001

Tipo de muestras	José Cabrera	Garoña	Almaraz	Ascó	Cofrentes	Vandellós II	Trillo
Atmósfera							
Partículas de polvo	310	311	312	361	364	361	312
Yodo en aire	310	311	312	361	312	361	312
TLD	98	256	83	76	75	55	82
Vapor de agua	24						
Suelos	7	6	7	9	7	9	8
Agua de lluvia	48	67	60	35	61	12	42
Total aire	797	951	774	842	819	798	756
(%)	67	75	57	66	71	79	65
Agua							
Agua potable	208	72	78	104	72	4	154
Agua superficial	36	48	127	208	60		104
Agua subterránea	4	8	12	8	8	34	
Agua de mar						62	
Sedimentos fondo	6	12	16	8	12	6	8
Sedimentos orilla	2		4			12	2
Organismo indicador	12	36	27	4	6	6	12
Total agua	268	176	264	332	158	124	280
(%)	23	14	19	26	14	12	24
Alimentos							
Leche	77	96	218	52	95	64	76
Pescado, marisco	3	6	15	2	4	8	6
Carne, ave y huevos	14	12	36	12	20	6	24
Cultivos	25	32	55	29	58	10	20
Miel	2		2			2	2
Total alimentos	121	146	326	95	177	90	128
(%)	10	11	24	8	15	9	11
Total	1.186	1.273	1.364	1.269	1.154	1.012	1.164

Tabla 1.11. Bultos de residuos radiactivos generados y evacuados a El Cabril en el año 2002 las centrales nucleares

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
José Cabrera	3.706,99	298	1.215
Santa María de Garoña	3.054,07	432	360
Almaraz I y II	7.262,50	296	541
Ascó I y II	5.954,30	288	691
Cofrentes	10.532,20	775	733
Vandellós II	4.506,16	295	123
Trillo	1.922,19	121	234
Totales	36.938,41	2.505	3.897

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 2002

	Bidones generados (1)	Bidones reacondicionados (1)	Bidones evacuados (1)	Bidones almacenados (1)	Bidones almacenados equivalentes 220 litros (2)	Capacidad almacenes (2)(3)	Ocupación almacenes (2)
José Cabrera	17.970	3.654	10.741	3.575	4.223	12.669	33,3%
Sta. Mª Garoña	17.918	1.392	12.377	4.149	4.160	9.576	43,4%
Almaraz I y II	21.482	2.019	13.084	6.379	6.790	23.544	28,8%
Ascó I y II	19.598	4.360	12.480	2.758	2.935	8.256	35,6%
Cofrentes	23.438	213	16.115	7.110	7.110	20.100	35,4%
Vandellós II	3.862	0	2.769	1.093	1.093	12.623	8,7%
Trillo	4.928	0	4.107	821	808	10.975	7,4%
Total	109.196	11.638	71.673	25.885	27.121	97.743	27,7%

(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.

En la figura 1.52 se muestra el porcentaje por instalación de la generación total de bidones de residuos radiactivos producida durante el año 2002 en las instalaciones nucleares españolas en operación y en desmantelamiento.

La figura 1.53 muestra la distribución porcentual por instalación, incluyendo Vandellós I, del contenido de actividad de los residuos generados durante el año 2002.

En el año 2002, Enresa retiró un total de 4.641 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, 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 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 2002 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 1.39. Aire. Evolución temporal del índice de actividad beta total

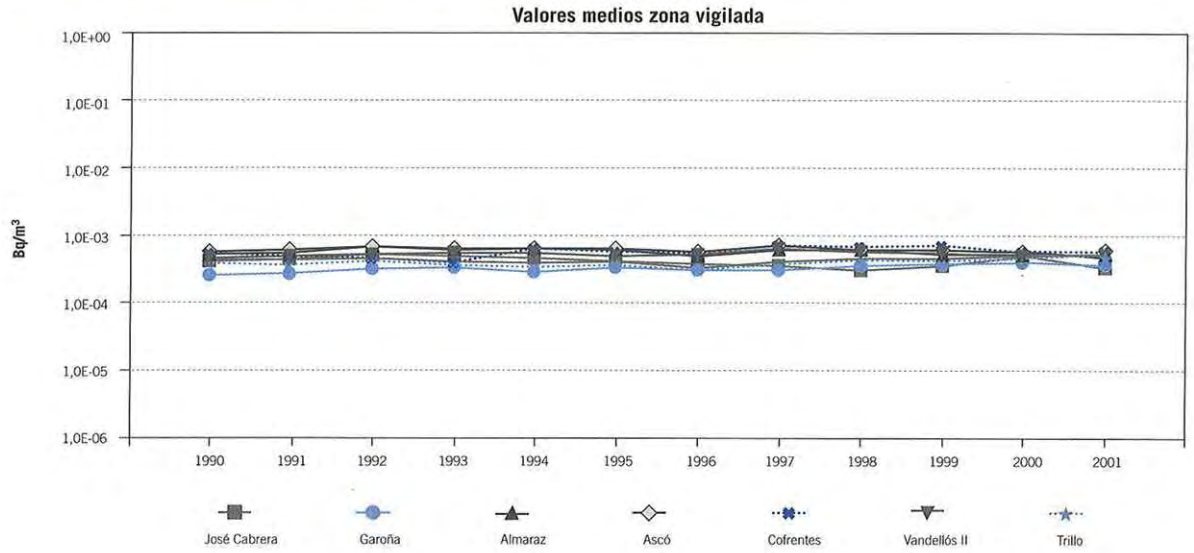


Figura 1.40. Aire. Evolución temporal del I-131

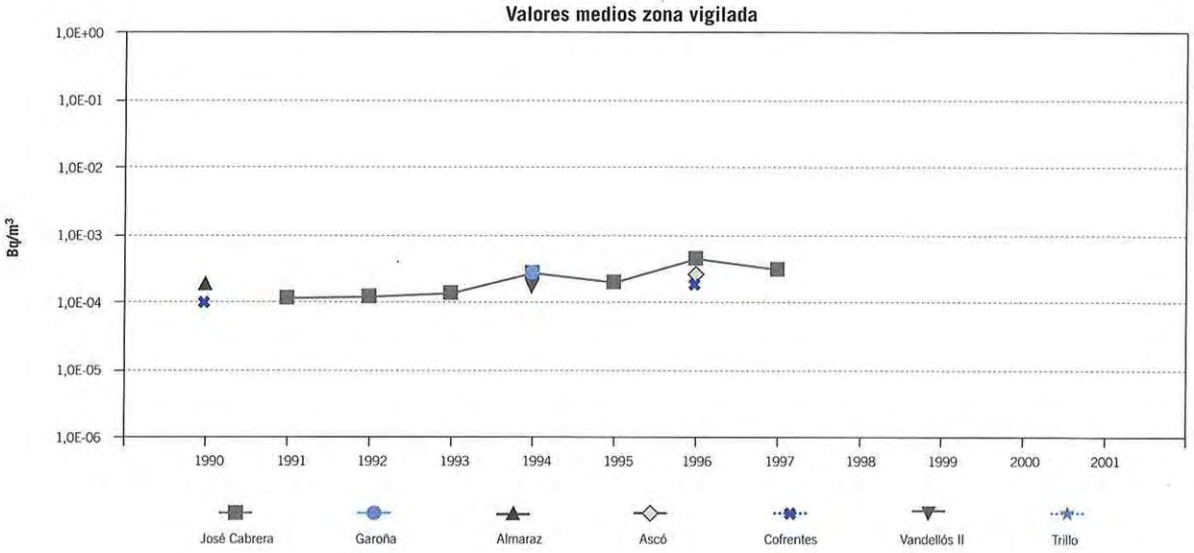


Figura 1.41. Aire. Evolución temporal de Sr-90

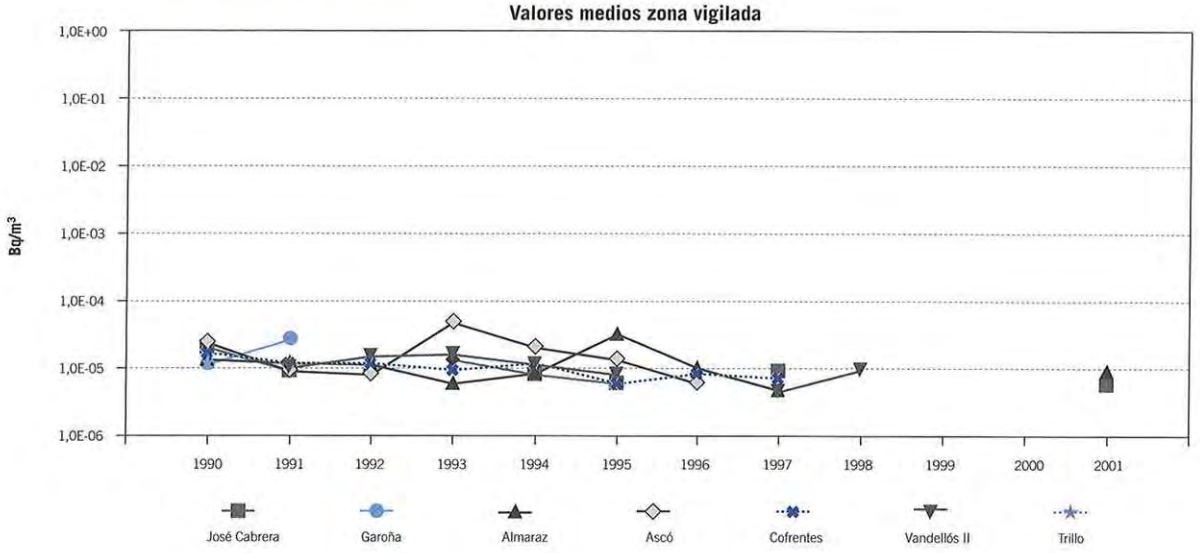


Figura 1.42. Muestras de suelo. Evolución temporal de Sr-90

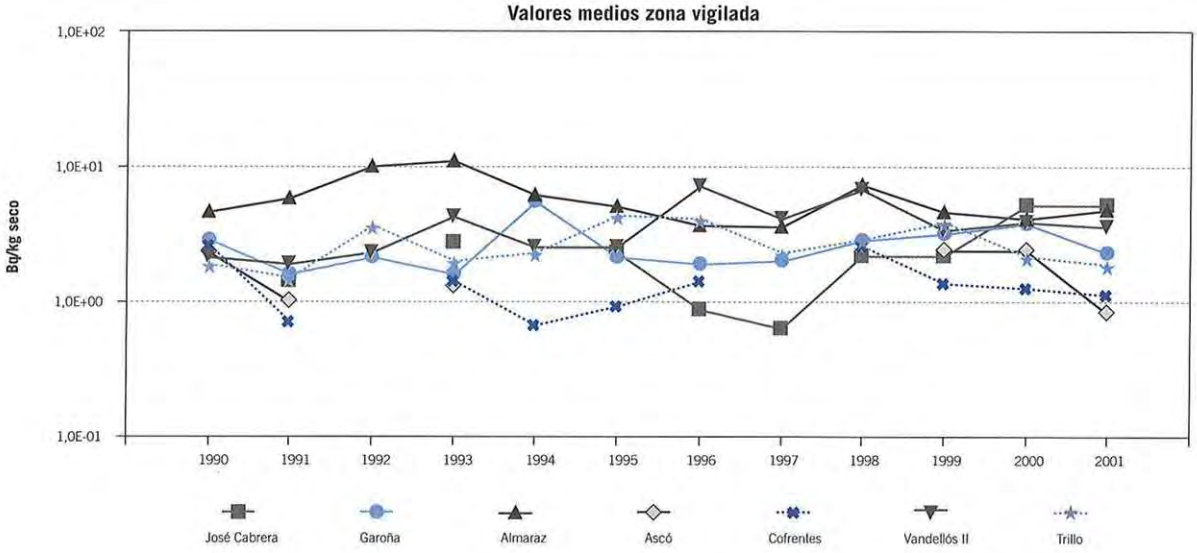


Figura 1.43. Muestras de suelo. Evolución temporal de Cs-137

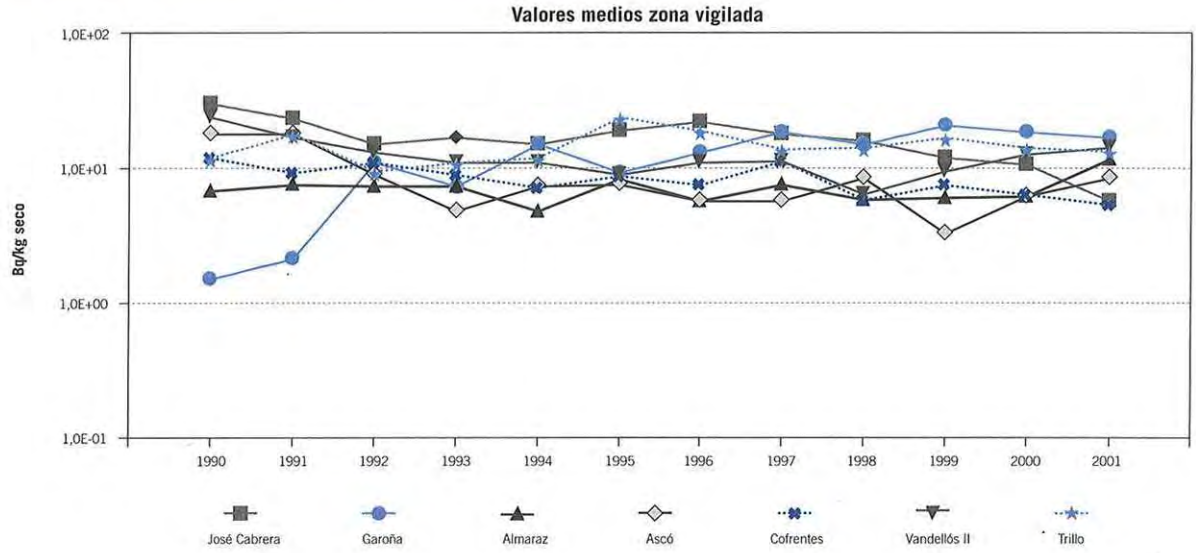


Figura 1.44. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta total

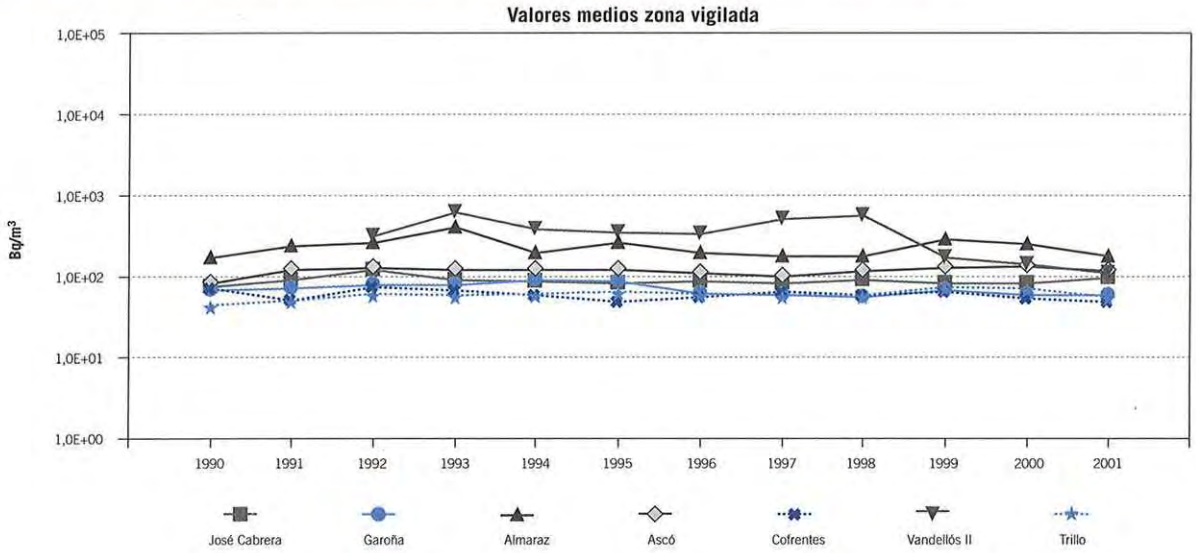


Figura 1.45. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta resto

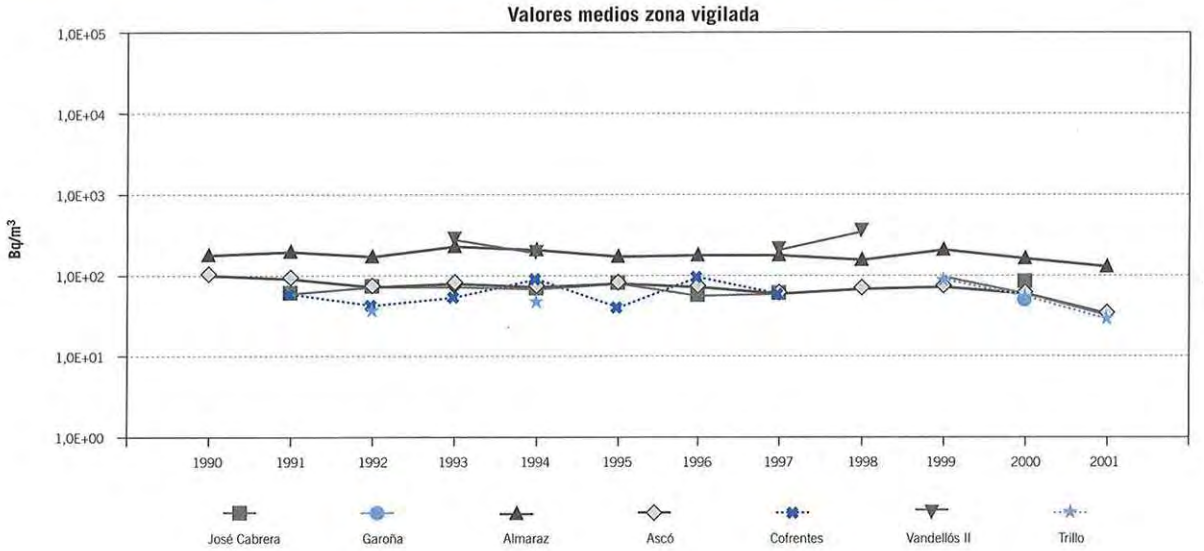


Figura 1.46. Muestras de agua potable. Evolución temporal de Sr-90

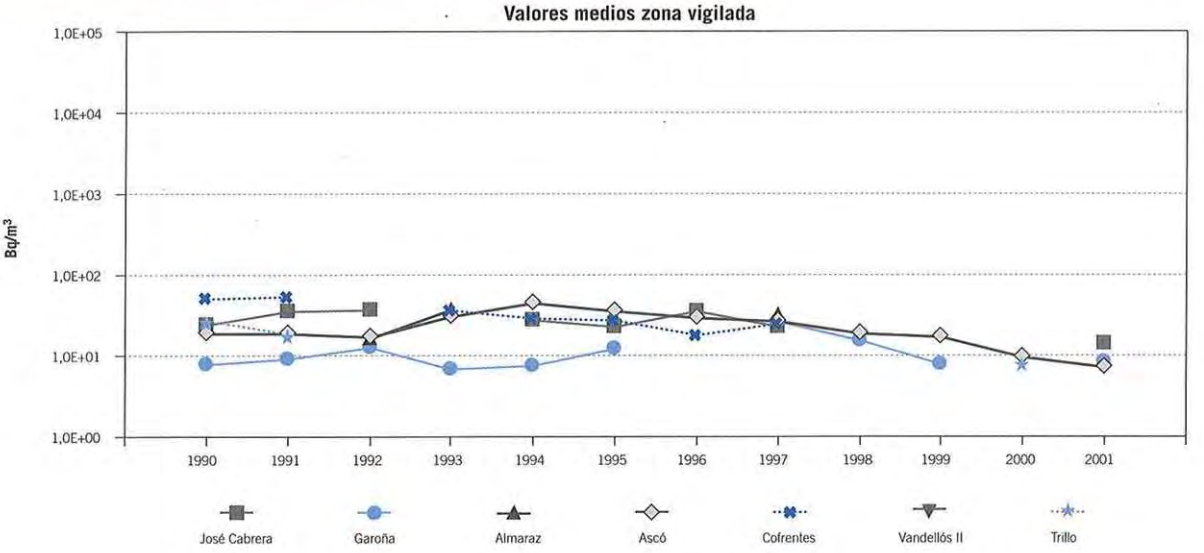


Figura 1.47. Muestras de agua potable. Evolución temporal de tritio

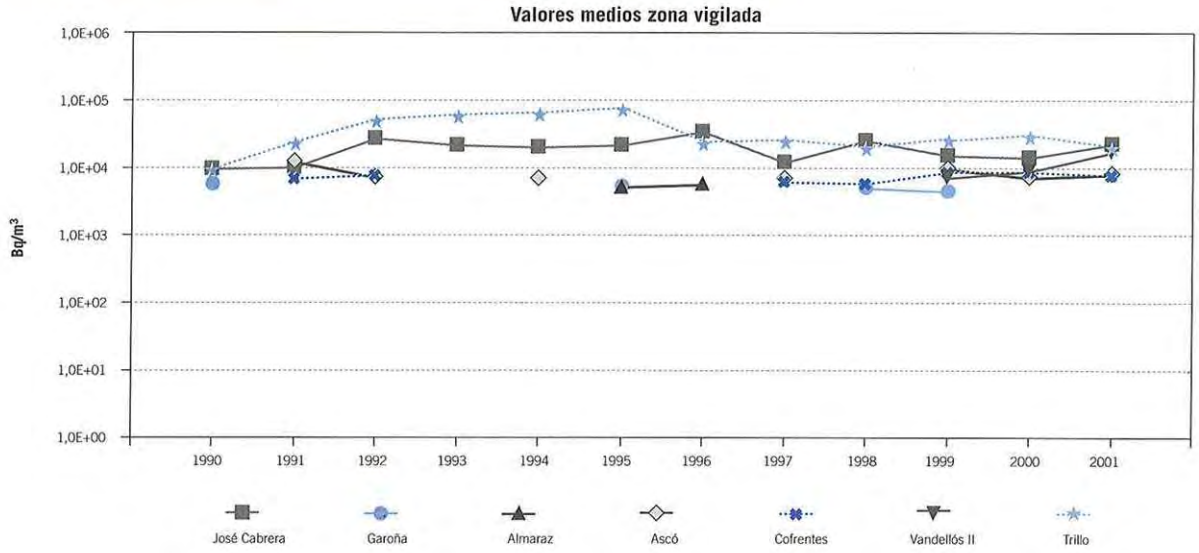


Figura 1.48. Muestras de leche. Evolución temporal del I-131

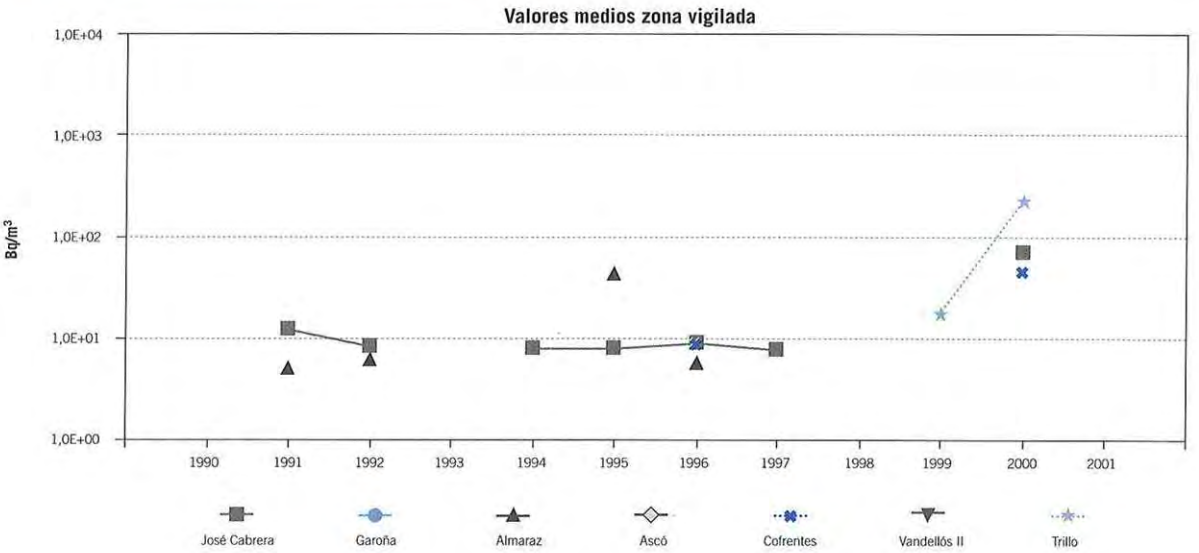


Figura 1.49. Muestras de leche. Evolución temporal de Sr-90

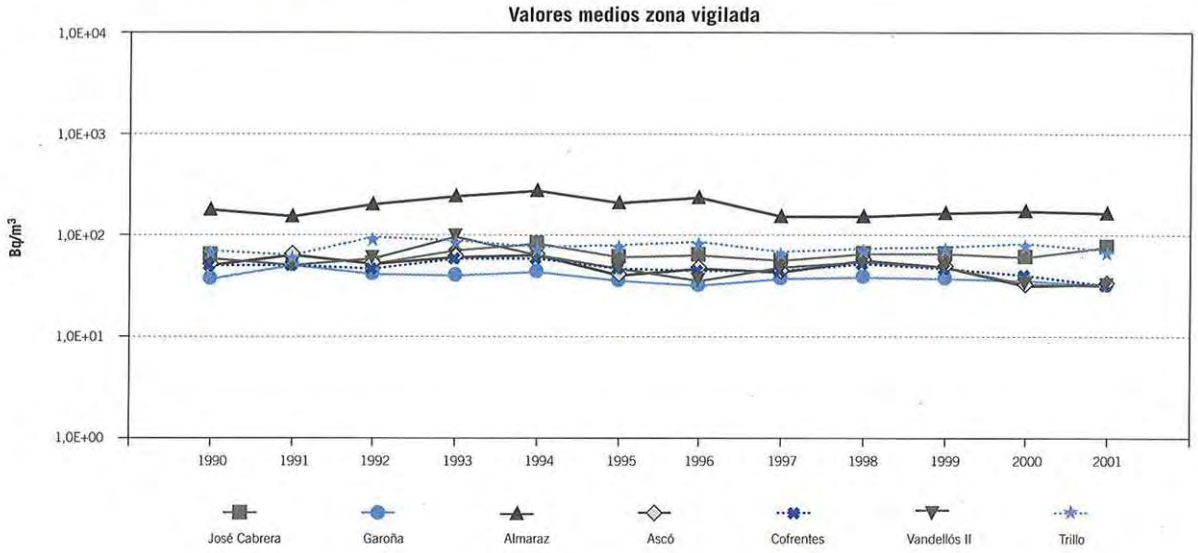


Figura 1.50. Muestras de leche. Evolución temporal de Cs-137

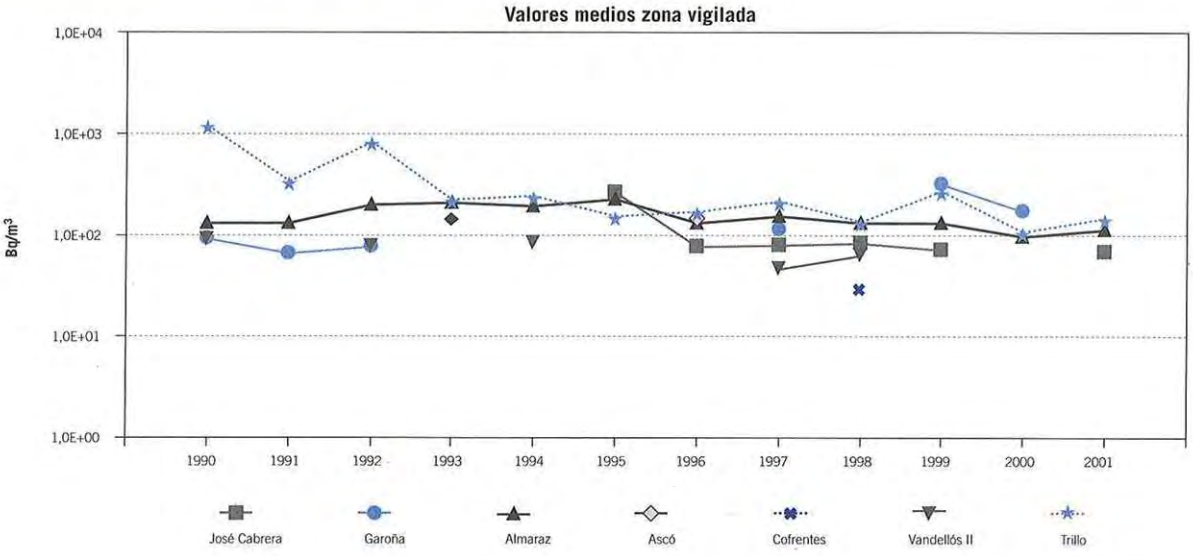


Figura 1.51. Radiación directa. Dosis integrada. Valores de los DTL

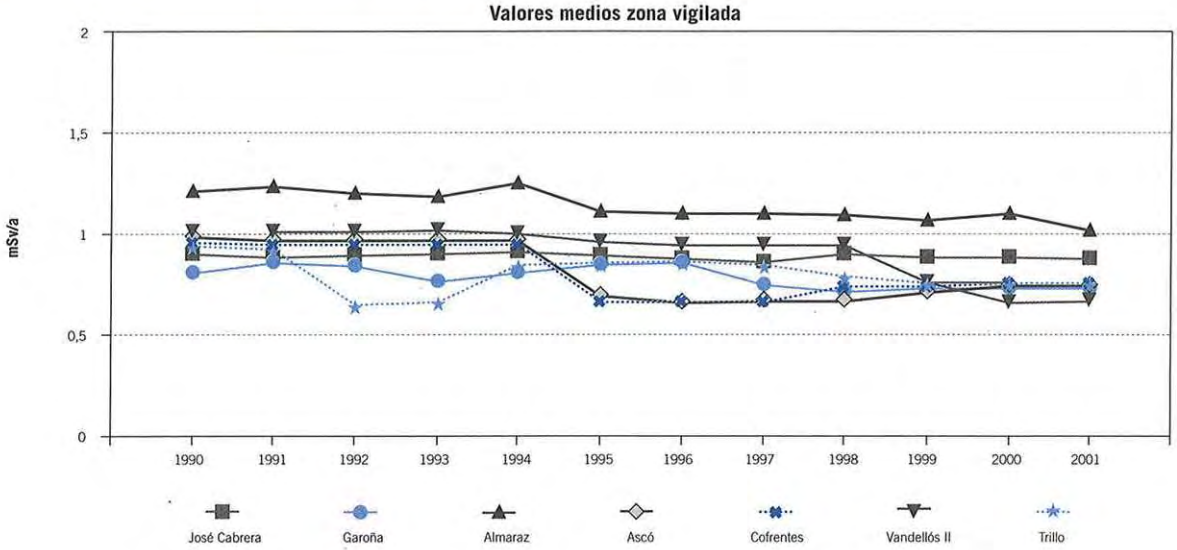


Figura 1.52. Distribución de los 3.578 bultos de residuos radiactivos acondicionados durante el año 2002

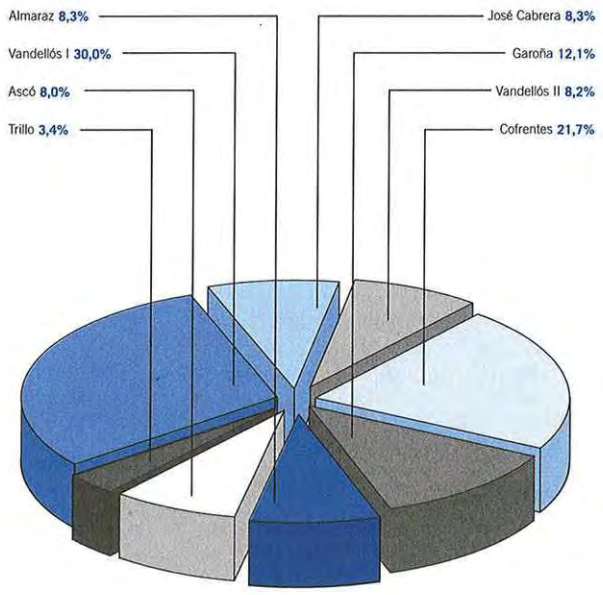


Figura 1.53. Distribución de la actividad generada (37.155,95 GBq) de los residuos radiactivos acondicionados durante el año 2002

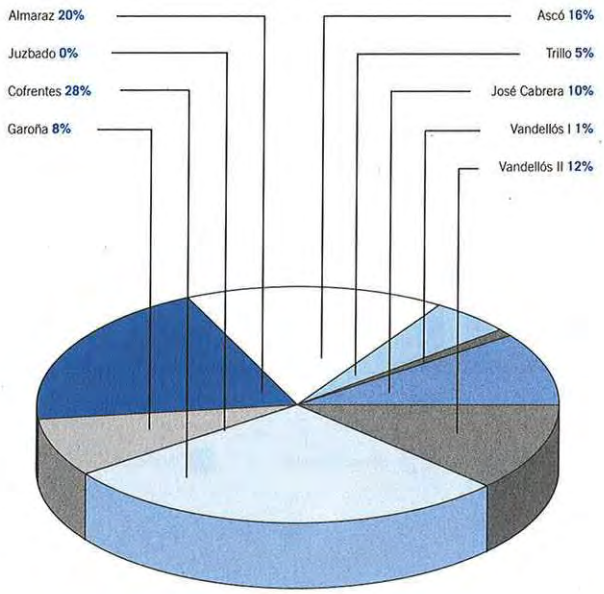


Figura 1.54. Distribución de los 4.641 bultos de residuos radiactivos acondicionados transportados a El Cabril durante el año 2002

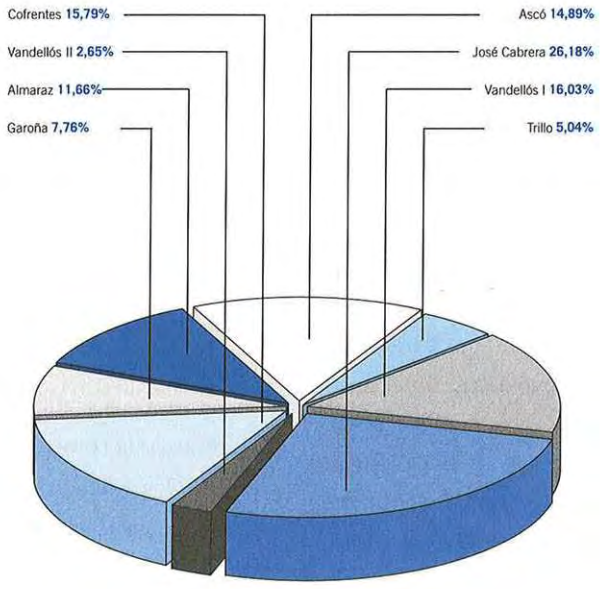
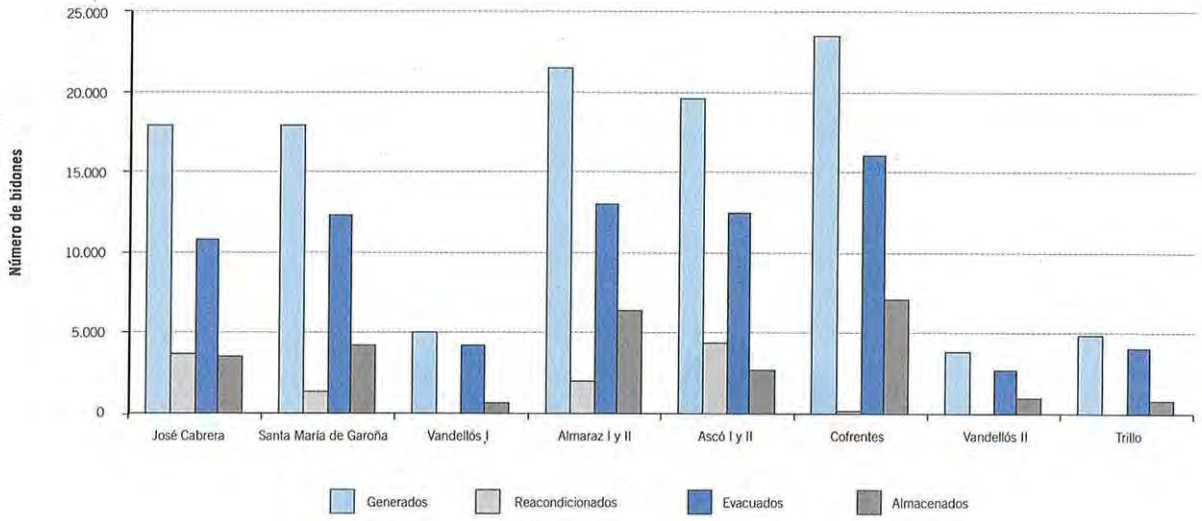


Figura 1.55. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares españolas



1.1.2. Aspectos específicos

1.1.2.1. Central nuclear José Cabrera

a) Actividades más importantes.

Durante el año 2002 la central operó con una potencia eléctrica alrededor del 95% de la nominal debido a la pérdida de transmisión de calor en el generador de vapor provocada por ensuciamiento del mismo. El titular asumió operar con esa pérdida de carga y no realizar una limpieza que podría tener un impacto negativo en la operación y seguridad de este componente.

La central inició el año funcionando al 95% de su potencia eléctrica, y se mantuvo a este nivel hasta el 26 de abril de 2002, fecha en la cual la central inició una bajada de potencia hasta desacoplar de la red eléctrica a las 16:06 por decisión del Director de la emergencia al encontrarse la planta con el plan de emergencia interior activado en categoría 3, debido a la intrusión de personal ajeno a la explotación de la central. La central permaneció en modo 5 *parada fría* hasta que mejoró la seguridad física según los requerimientos del CSN. El día 7 de mayo el titular fue autorizado para arrancar hasta llevar la planta a modo 1 *operación a potencia*.

En el mes de julio se disminuyó la potencia eléctrica del 95% al 52% para reparar varios tubos del condensador.

En el mes de agosto se produjeron variaciones de carga para evitar que el aumento de la temperatura del río Tajo llegara al límite establecido en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estos problemas motivaron el adelanto de la recarga dos días.

La recarga de combustible se inició el 22 de agosto de 2002 y finalizó el 24 de octubre de 2002. La duración de la recarga se vio condicionada por el cambio de los internos de las bombas de agua de servicios esenciales y la reparación de los internos superiores de la vasija (espigas de alineamiento de varios elementos combustibles) que se habían dañado durante la descarga de combustible.

Además de las actividades indicadas en el párrafo anterior, durante la recarga se realizaron, entre otras, las actividades siguientes:

- Inspección de tubos del generador de vapor.
- Inspección de internos superiores e inferiores.
- Inspección de vasija y fondo de la vasija.
- Diagnosis de válvulas motorizadas.
- Implantación de las modificaciones pendientes del Programa de Mejora de la Seguridad requerido en la autorización de explotación del 15 de octubre de 1999.

En el mes de noviembre se realizó una bajada de carga al 52% de potencia eléctrica para reparar un problema en el calentador nº 3 de la turbina.

La energía eléctrica bruta producida durante el año ha sido 1.009 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 6.930 horas, con un factor de carga del 72,0% y un factor de operación del 79,1%.

El 22 de junio de 2002 se llevó a cabo el simulacro anual del Plan de Emergencia Interior (PEI).

El 14 de octubre de 2002 finalizaba la autorización de explotación de la central nuclear José Cabrera que había estado vigente desde el 15 de octubre de 1999. En la Orden Ministerial de octubre de 1999 se concedió una autorización de explotación por tres años, con carácter previo a la concesión del permiso solicitado por el titular, para que se llevara a cabo un Programa de Mejora de la Seguridad con objeto de introducir una serie de modificaciones que mejorarían el nivel de seguridad de la instalación; aunque se dejaba claro que la central podía continuar su operación sin suponer un riesgo indebido para los trabajadores ni el público en general. Entre estas mejoras figuraban la modificación de los paneles de sala de control, simulador de entrenamiento de operadores, mejora en los procedimientos de operación de emergencia, instrumentación de nivel de rango total del generador de vapor, etc.

Con fecha 11 de octubre de 2001, y en conformidad con lo establecido en la Orden Ministerial del año 1999 mencionada en el párrafo anterior, el titular había solicitado la autorización de explotación hasta octubre de 2008. Mediante Orden Ministerial del 14 de octubre de 2002, el Ministerio de Economía otorgó a Unión Fenosa Generación la renovación de la *autorización de explotación* de la central nuclear José Cabrera hasta el 30 de abril de 2006, y establecía que esa fecha constituía la de cese definitivo de la explotación de la central nuclear. Esta decisión se basaba en el acuerdo del Consejo de Seguridad Nuclear de 13 de septiembre de 2002.

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 20 de febrero de 2002, acordó informar favorablemente sobre la revisión 37 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, (ETF). Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de marzo de 2002.
- El Consejo, en su reunión del 24 de abril de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 38 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002.
- El Consejo, en su reunión del 14 de junio de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 39 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y la revisión 14 del Estudio de

Seguridad. La revisión 39 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de junio de 2002. La revisión 14 del Estudio de Seguridad fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de junio de 2002. En la revisión 39 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento se modificaba la temperatura del sistema de agua de servicios esenciales que figuraba en el estudio de seguridad pasando de 18 a 21°C. En la revisión 14 del Estudio de Seguridad se trasladaba ese cambio a este documento oficial.

- El Consejo, en su reunión del 26 de septiembre de 2002, informó favorablemente la revisión 40 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de octubre de 2002.

- El Consejo, en su reunión de 2 de octubre de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 41 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), y de la revisión 8 del *Reglamento de funcionamiento*. Estas revisiones fueron aprobadas por sendas resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de octubre de 2002.

- El Consejo, en su reunión de 23 de octubre de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 42 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de octubre de 2002.

- El Consejo, en su reunión de 6 de noviembre de 2002, acordó informar favorablemente la revisión 43 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre de 2002.

- El Consejo, en su reunión de 13 de septiembre de 2002, acordó proponer al Ministerio de Economía que otorgara a Unión Fenosa Generación, S.A. una autorización de explotación de la central nuclear José Cabrera hasta el día 30 de abril de 2006 y propuso que esa fuera la fecha del cese definitivo de la explotación. Mediante Orden Ministerial del 14 de octubre de 2002, el Ministerio de Economía otorgó al titular la renovación de la *autorización de explotación* de la central nuclear José Cabrera hasta el 30 de abril de 2006 y dispuso que esa fecha constituyera la de cese definitivo de la explotación de la central nuclear José Cabrera.

En la Orden Ministerial de renovación de la autorización, y a propuesta del CSN, se incluyeron condiciones, relativas a un programa integrado de gestión de la seguridad y de inversiones en seguridad, que cobra especial relevancia dado el tiempo de operación que le resta a la central. Dentro de estos programas se está prestando especial atención a la mejora de las deficiencias en aspectos organizativos y de cultura de seguridad que se pusieron de manifiesto a raíz de los sucesos de bajo caudal al rociado de la cúpula y de las unidades enfriadoras de la contención, para lo que se ha elaborado un plan especifico de actuación. Así mismo, se ha elaborado una propuesta de un plan para abordar la situación especial creada por la limitación del tiempo de operación y evitar que pueda afectar negativamente a la seguridad ya sea por desmotivación del personal, o por disminución de los recursos técnicos y humanos dedicados a la explotación.

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

- El Consejo en su reunión del 23 de enero de 2002 apreció favorablemente la revisión 11 de Manual de Cálculo de Dosis al Exterior, (MCDE) y la revisión 13 del Manual de Protección

Radiológica para adaptarse al nuevo Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

- El Consejo, en su reunión del 18 de enero de 2002, acordó apreciar favorablemente la exención de la Especificación Técnica de Funcionamiento 3/4.6.2.1 *Límite de caudal del sistema de aspersión de la cúpula de la contención*. Con esta exención se consideraba aceptable la propuesta del titular de reducir el caudal requerido por las especificaciones técnicas de funcionamiento de 3.800 a 3.100 litros por minuto en este sistema, y se establecían medidas compensatorias.

- El Consejo, en su reunión del día 9 de febrero de 2002, acordó apreciar favorablemente la exención de la especificación técnica de funcionamiento 3/4.6.2.2 *Sistema de refrigeración de la contención*. Con esta exención se consideraba aceptable la propuesta del titular de reducir el caudal requerido por las especificaciones de funcionamiento de 15 a 13,7 litros por segundo y se establecían medidas compensatorias.

- Instrucción técnica aprobada el 26 de septiembre de 2002 por la cual se modifican las instrucciones técnicas complementarias relativas a modificaciones de diseño.

- El Consejo, en su reunión del 11 de diciembre de 2002, acordó establecer las instrucciones técnicas complementarias sobre los límites y condiciones de la renovación de la *autorización de explotación*.

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 2002 se realizaron 43 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 estas 43 inspecciones realizadas en el 2002, 14 están relacionadas con sucesos notificables ocurridos en esta planta a lo largo del 2002. En concreto:

- Se han realizado seis inspecciones sobre actividades relativas a los problemas de caudal en el sistema de aspersión de la cúpula del recinto de contención y en el sistema de refrigeración de la contención.

- Cuatro inspecciones corresponden a verificaciones de la seguridad física tras la intrusión el día 25 de abril de 2002 de personal ajeno a la explotación de la central (suceso notificable de referencia ISN-06/02).

- Se realizaron dos inspecciones sobre las causas y acciones correctivas del suceso notificable ISN-05/02 relativo a problemas en el recorrido de las válvulas de alivio del presionador.

- Se realizaron otras dos inspecciones para verificar la viabilidad de la solución propuesta por el titular para la reparación de los internos superiores de la vasija, consistente en cortar las espigas de alineamiento de los elementos combustibles que fueron dañadas durante las operaciones de recarga.

El resto de inspecciones tienen que ver con actividades periódicas y relacionadas con el Programa de Mejora de la Seguridad. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Dos inspecciones sobre calificación sísmica.

- Actividades del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).
- Medidas de rango total del generador de vapor.
- Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).
- Revisión 4 del Análisis Probabilista de Seguridad (APS).
- Simulacro de emergencia anual.
- Revisión 3 de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE's).
- Estado de implantación de guías de accidentes severos.
- Gestión de vida útil.
- Estado de implantación del simulador de entrenamiento.
- Calificación ambiental.
- Regla de mantenimiento.
- Inspección visual de los internos de la vasija.
- Instrumentación y control, válvulas motorizadas.
- Dos inspecciones sobre modificaciones de diseño.
- Calibración de las señales del sistema de protección del reactor.
- Transferencias eléctricas.
- Sistemas de detección de incendios.
- Inspección sobre actividades Alara.
- Incidente de golpeo de espigas de la placa soporte inferior del núcleo.
- Gestión de residuos radiactivos.
- Dos inspecciones sobre la *Regla de mantenimiento* (RM).
- Pruebas nucleares.
- Calibración torre meteorológica.
- Química y erosión - corrosión.
- Gestión de normativa y programas de formación.

d) Apercibimientos y sanciones.

- El Consejo, en su reunión del día 13 de marzo de 2002, acordó apercibir a central nuclear José Cabrera por incumplimiento del Estudio de Seguridad en lo que se refiere al enclavamiento administrativo de válvulas de aislamiento de contención.
- El Consejo, en su reunión del 26 de abril de 2002, acordó la propuesta de iniciación de un expediente sancionador al Ministerio de Economía, debido a una posible infracción grave prevista en el artículo 91.b.1 de la Ley 25/1964 de *Energía Nuclear* y en el Real Decreto 158/95 de 3 de febrero, sobre *Protección física de los materiales nucleares* revelada a raíz de la intrusión de activistas de Greenpeace en la central el 25 de abril de 2002. El 29 de mayo de 2002, por acuerdo del Consejo, se remitió al Ministerio la propuesta de apertura de este expediente sancionador.
- El Consejo, en su reunión del 26 de septiembre de 2002, acordó proponer la apertura de un expediente sancionador al titular de la central nuclear José Cabrera por una infracción de carácter grave por incumplimiento de las especificaciones

técnicas de funcionamiento en relación con los sucesos notificables de referencia ISN-01/02 e ISN-02/02 sobre el sistema de aspersión de la cúpula de la contención y del sistema de agua de refrigeración de la contención.

e) Sucesos

En el año 2002 el titular notificó 10 sucesos según los criterios de notificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Los sucesos de referencia ISN-01/02 e ISN-02/02, relativos a las deficiencias de caudal en el rociado de la contención y en las unidades enfriadoras de la contención, fueron clasificados conjuntamente como nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES). También el suceso de referencia ISN-05/02, relativo a una restricción de apertura en las válvulas de aislamiento de las válvulas de alivio del presionador, fue clasificado como nivel 1 de la escala INES. El resto de sucesos fueron clasificados como nivel 0.

Paradas automáticas del reactor

No se produjo ninguna.

Paradas no programadas

El día 25 de abril de 2002, seis activistas de Greenpeace saltaron el doble vallado que protege las áreas vitales de central nuclear José Cabrera y subieron hasta la parte superior de la cúpula del recinto de contención.

Con motivo de la intrusión, el titular inició una parada no programada ese mismo día, que duró hasta el día 7 de mayo de 2002. La central volvió a operación a potencia una vez se implantaron las medidas de protección física requeridas por el CSN. Concretamente, se decidió no autorizar el arranque de la central hasta que se hubieran adoptado las siguientes medidas:

- Aumentar el servicio de vigilancia, con los vigilantes que sean precisos, para controlar todos los accesos a áreas vitales, que en la actualidad no disponen de medios activos de control, vigilancia y detección.

- Aumentar el servicio de vigilancia con un equipo de vigilancia armado de respuesta a contingencias, constituido al menos por cinco vigilantes de seguridad armados por turno, de manera adicional a los puestos de atención al control de alarmas secundario y control principal de accesos, tal como se especifica en la Guía de Seguridad 8.1.

- Implantar medidas de seguridad relacionadas con el control de accesos a áreas de seguridad de la planta (áreas vitales), mediante la instalación de sistemas de cierre, sistemas de detección de intrusión, sistemas de vigilancia y control de accesos, identificados con el cumplimiento de la *Instrucción Técnica de protección física de materiales nucleares*.

- Mantener las medidas compensatorias para garantizar la efectividad del sistema de protección física, en tanto en cuanto finalizan las labores de mejora.

- Se deberá disponer de una barrera física que delimite e impida el acceso a la zona controlada de protección radiológica y que la separe de la doble valla de seguridad que delimita el área protegida.

El Consejo, en su reunión del 7 de mayo de 2002, acordó autorizar el inicio de las operaciones de cambio de modo de operación que permitan llevar la planta a modo 1 *operación a potencia*, tras las modificaciones implantadas en el sistema de seguridad física.

Otros sucesos notificables

- A principios de enero de 2002, la inspección del CSN detectó una inoperabilidad del sistema de aspersión de la cúpula del recinto de contención por insuficiencia de caudal en el sistema de

agua de servicios esenciales. Este hecho fue notificado por el titular el día 8 de enero de 2002 mediante el informe de suceso notificable ISN-01/02. Posteriormente, el 17 de enero de 2002, el titular remitió una revisión de dicho informe porque se detectó que el sistema seguía inoperable y la vuelta a la operabilidad realizada el día 10 de enero de 2002 se había basado en medidas erróneas. El titular justificó que con el caudal de aspersión de la cúpula disponible se podía cumplir la función de seguridad y solicitó una exención de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que le fue concedida por el CSN, para poder operar hasta la recarga con esos valores de caudal.

- El día 6 de febrero de 2002 el titular notifica al CSN, mediante el informe de suceso notificable ISN-02/02, que el sistema de refrigeración del recinto de contención estaba inoperable debido a un caudal de refrigeración insuficiente.

  Ambos sucesos estaban relacionados con problemas de caudal en el sistema de refrigeración de agua de servicios esenciales. Estos problemas se debían a una combinación del ensuciamiento del sistema con un diseño con pocos márgenes. Al igual que en el caso anterior, el titular justificó los nuevos valores y solicitó una exención de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento hasta la recarga, que le fue concedida por el CSN.

- El día 8 de febrero de 2002 el titular notifica mediante el informe de suceso notificable ISN-03/02, que a lo largo de 11 días en los últimos cinco años de operación se había superado la temperatura máxima del último sumidero de calor 18,3ºC llegando a un máximo de 20ºC.

  Las evaluaciones que se realizaron a raíz de estos sucesos confirmaron que no hubo un impacto en la capacidad de los diferentes componentes, refrigerados por el sistema de agua de refrigeración de servicios esenciales, para realizar su función, debido a los problemas de caudal o a la superación de la temperatura utilizada en los análisis de accidentes postulados.

  En relación con estos problemas, el titular presentó un plan de acción el 9 de febrero de 2002, que básicamente constaba de los puntos siguientes: a) modificaciones en el sistema de agua de servicios esenciales para recuperar el caudal de diseño, b) revisión de la coherencia de bases de diseño con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, estudio de seguridad y procedimientos de vigilancia, c) implantación de un programa de autoevaluación, d) elaboración de un programa de *cultura de la seguridad*.

  Como se indica en el apartado de sanciones, con motivo de las actuaciones del titular en estos sucesos, el CSN propuso al Ministerio de Economía la apertura de un expediente sancionador por falta grave al detectarse incumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. La falta se calificó como grave debido a que la inoperabilidad del sistema de aspersión de la cúpula de la contención y del sistema de refrigeración de la contención se dieron simultáneamente, sin que el titular reconociera este hecho, que hubiera requerido llevar la central a parada. Actualmente, el expediente está en proceso de instrucción por el Ministerio de Economía.

- El día 19 de marzo de 2002 el titular remitió al CSN el informe de suceso notificable ISN-04/02 sobre una inoperabilidad del banco de control de barras debido a una malfunción del sistema de movimiento secuencial. La causa fue un problema en el ciclador maestro que da las órdenes de movimiento. El titular sustituyó el ciclador por uno de repuesto. No hubo consecuencias para la seguridad.

- El día 2 de abril de 2002 el titular notificó, mediante el informe de suceso notificable ISN-05/02 una restricción en la función de apertura

de las válvulas aislamiento (V-515 y V-516) de las válvulas de alivio del presionador, ya que en lugar del recorrido de 38,1 mm tenía un recorrido de 15 mm. El titular corrigió inmediatamente el recorrido de las válvulas. Con la restricción detectada no podía garantizarse la validez de los análisis de protección del circuito primario contra sobrepresiones en frío, aunque la función de *purga y aporte* del circuito primario que debe realizarse en algunos accidentes no habría sido impedida.

- El 25 de abril de 2002 el titular notifica mediante el informe de suceso notificable ISN-06/02, la parada no programada del reactor motivada por el suceso de intrusión de personal ajeno a la central y la entrada en categoría 3 del Plan de Emergencia Interior.

- El 28 de mayo de 2002 el titular realizó una bajada de la potencia eléctrica para evitar que se superara el límite de la temperatura de entrada del sistema de agua de servicios esenciales. Este suceso fue notificado con el informe de suceso notificable ISN-07/02.

- El 27 de junio de 2002 el titular notifica que a raíz de la revisión de bases de diseño había detectado que en varias ocasiones durante los años 2000 y 2001 se había superado la temperatura límite máxima del tanque de recarga de 32 °C que figuraba en el Estudio de Seguridad, llegando a los 36 °C La evaluación posterior verificó que ninguna función de seguridad se había visto impedida.

- El 24 de agosto de 2002, cuando la central se encontraba en parada fría durante la recarga, se produjo la apertura automática de la línea de emergencia LEM-1 por apertura manual de un interruptor, debido a un error humano durante el mantenimiento del interruptor. Los sistemas de seguridad (línea de emergencia) actuaron correctamente.

- El 20 de septiembre de 2002, cuando la central se encontraba en recarga, se produce el arranque del generador diesel por un error humano durante las operaciones de limpieza de un relé. El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad, los sistemas de seguridad actuaron correctamente.

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

Durante 2002 la central no realizó parada para recarga de combustible, habiendo operado todo el año a la potencia térmica nominal, con excepción de las paradas automáticas no programadas ocurridas los días 4, 13 y 26 de marzo y de diferentes reducciones de potencia, llevadas a cabo los días 3 y 7 de febrero, 12 y 15 de mayo, 11 de agosto, 3 de septiembre, 21 de octubre, 24 de noviembre y 4 de diciembre para realizar maniobras, ajuste o cambio de secuencia de barras de control y pruebas de especificaciones técnicas de funcionamiento.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 3.995 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.703 horas, con un factor de carga del 98,3% y un factor de operación del 99,3%.

El simulacro anual de Plan de Emergencia Interior se realizó el 23 de mayo de 2002. En esta ocasión tuvo las características de realizarse fuera del horario normal de oficina y de ser de escenario desconocido, tanto para el personal de la organización del titular, como para el personal del CSN.

Desde el 18 de febrero hasta el 7 de marzo de 2002, la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) llevó a cabo en la central una misión OSART *(Operational Safety Review Team)*

durante la cual expertos de diferentes países y de la propia organización realizaron una revisión de la seguridad operacional de la planta. La principal conclusión de dicha misión fue que la central se encuentra en excelentes condiciones y que tanto la dirección como el personal de la misma están comprometidos con un intenso programa de fiabilidad y seguridad operacional.

Del 23 al 26 de septiembre de 2002, tuvo lugar una huelga del personal con licencia de operación, sin que se produjese ninguna incidencia.

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:

- Aprobación de la revisión 47 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 24 de abril de 2002.

- Aprobación de la revisión 16 del *Reglamento de funcionamiento* por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de junio, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 14 de mayo de 2002.

- Aprobación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de agosto, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 30 de julio de 2002.

El CSN emitió las siguientes apreciaciones favorables e instrucción técnica complementaria y autorizó la siguiente exención:

- El CSN emitió informes sobre las propuestas de servicios mínimos correspondientes a las huelgas de personal con licencia de operación convocadas en el mes de junio (aprobado en su reunión de 12 de junio), mes de julio (aprobado en su reunión de 3 de julio) y mes de septiembre (aprobado en su reunión de 19 de septiembre).

- El CSN apreció favorablemente, en su reunión de 23 de enero de 2002 la revisión 9 del *Manual de cálculo de dosis al exterior* y la revisión 8 del *Manual de protección radiológica*.

- El CSN modificó las instrucciones técnicas complementarias, a la *autorización de explotación* relativas a modificaciones de diseño, mediante acuerdo del CSN alcanzado el 26 de septiembre de 2002.

- El CSN en su reunión de 7 de mayo de 2002, autorizó una exención temporal al cumplimiento con una acción de la *especificación de funcionamiento* 3.1.3.6 sobre el acoplamiento de los accionadores de las barras de control.

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 2002 se realizaron 19 inspecciones a la central. Las desviaciones identificadas fueron corregidas, o están en curso de corrección por el titular, efectuando el CSN un seguimiento de todas ellas. Los diferentes objetivos de cada una de las inspecciones fueron los siguientes:

- Programa de revisión de bases de diseño llevado a cabo por el titular (cinco inspecciones).

- Programa de evaluación sistemática del funcionamiento-área de operación.

- Programa de calificación ambiental.

- Química y control de la erosión-corrosión.

- Operatividad del Plan de Emergencia Interior y asistencia al simulacro anual.
- Examen de la planta frente a los sucesos externos (IPEEE) sísmicos.
- Gestión de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad y de los almacenamientos de los mismos.
- Control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Gestión de las modificaciones de diseño.
- Mantenimiento y actualización del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central.
- Seguridad física.
- Instrumentación de vigilancia sísmica de campo libre.
- Programa y manual de inspección en servicio.
- Plan de gestión de vida útil.
- Programa de garantía de calidad en la adquisición, recepción y almacenaje de equipos nuevos y repuestos.

d) Apercibimientos y sanciones

Durante 2002, el CSN no propuso la apertura de ningún expediente sancionador a Nuclenor, ni le realizó ningún apercibimiento.

e) Sucesos

Los sucesos más destacados ocurridos durante 2002 se describen a continuación. Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas automáticas no programadas

- El 4 de marzo de 2002, cuando la planta se encontraba operando al 100% de forma estable se produjo la parada automática del reactor por señal de alta presión en la vasija. La alta presión en la vasija fue motivada por la activación del sistema de reducción de potencia automático de la turbina, como consecuencia de la actuación indebida del termostato que vigila la temperatura del agua de refrigeración de la bobina del estátor del generador.

  El termostato debía haber actuado a 84 °C y actuó a 60°C debido a un error de calibración. El error se produjo porque el instrumento había sido calibrado en horno de aire a una temperatura del horno de 84°C, quedando calibrado a una temperatura inferior debido a la inercia térmica, lo que provocó su actuación indebida.

  Durante la parada todos los sistemas actuaron correctamente.

  La actuación del termostato fue debida a un problema de mantenimiento y el titular adoptó acciones encaminadas a evitar su repetición.

- El 13 de marzo de 2002, cuando la planta se encontraba operando al 100% de forma estable, se produjo la parada automática del reactor por señal de muy alta lectura en los medidores de potencia promediada 1 y 5.

  El medidor de potencia local 08-17D generó una falsa señal de alta lectura que provocó el disparo del medidor de potencia promediada 5 y consecuentemente el disparo de la cadena "B" del sistema de protección del reactor.

  El disparo de la cadena "A" del sistema de protección del reactor y por coincidencia de ambas cadenas, la actuación completa del sistema de protección del reactor, se produjo al colocar el operador en derivación el medidor de potencia promediada 5, sin haber rearmado la señal de disparo de la cadena "B", quitando de la situación de derivación el medidor de potencia promediada 1 y colocando en situación de

derivación el medidor de potencia promediada 2. El medidor de potencia promediada 1 también recibe señal del medidor de potencia local 08-17D que había generado la falsa señal de alta lectura, razón por la cual, se produjo el mencionado disparo de la cadena "A" del sistema de protección del reactor.

Durante la parada todos los sistemas actuaron correctamente.

La parada fue debida a una actuación no adecuada del operador y el titular adoptó acciones encaminadas a evitar su repetición.

- El 26 de marzo de 2002, cuando la planta operaba al 100%, apareció una alarma de alto nivel en la columna de drenaje del separador de humedad M1-2B, produciéndose posteriormente la parada automática del reactor al producirse el disparo de la turbina por alto nivel en el separador de humedad M1-2B.

  El alto nivel en el separador de humedad M1-2B se produjo al quedar cerrada la válvula de drenaje normal de dicho separador al calentador M2-11A, debido a la rotura del conducto de aportación de aire al posicionador y no abrir con la capacidad necesaria la válvula de drenaje de emergencia del separador de humedad al condensador.

  Durante la parada todos los sistemas actuaron correctamente.

  La parada fue debida a un problema de mantenimiento y el titular ha adoptado acciones encaminadas a evitar su repetición.

Paradas manuales no programadas

La central no llevó a cabo paradas manuales no programadas.

Otros sucesos notificables

- El 5 de marzo de 2002, durante el arranque de la planta posterior a la parada automática ocurrida el día anterior, cuando la potencia era de aproximadamente el 2%, se detectó que los grupos de recirculación se encontraban operando con una diferencia de velocidad de aproximadamente el 20%, siendo este valor superior al valor del 15% establecido en las Especificaciones de Funcionamiento de la central. Se aplicaron las acciones correspondientes y antes de una hora la diferencia de velocidad entre los grupos de recirculación era inferior al 12%. La diferencia de velocidad entre los grupos de recirculación no había sido detectada debido a la omisión de la realización de un requisito de vigilancia a causa de la interpretación incorrecta por parte del operador de un procedimiento.

- El 7 de marzo de 2002 se produjo el cierre de las válvulas de aislamiento del grupo de aislamiento 2/6, el cual había sido activado debido al fallo de uno de los contactos de un puente eléctrico, durante la ejecución de una prueba de vigilancia de la instrumentación de vigilancia de la radiación de la ventilación del edificio del reactor.

- El 15 de mayo de 2002, durante la realización de una prueba de vigilancia de la instrumentación de disparo del reactor, al disparar la cadena B del sistema de protección del reactor, se produjo la inserción automática de una barra de control. La inserción fue debida a que la válvula solenoide piloto de scram de la barra, correspondiente a la cadena A del sistema de protección del reactor, estaba venteando. Se dejó la barra de control totalmente insertada y aislada hidráulica y eléctricamente. Posteriormente, se sustituyeron las válvulas solenoide piloto de *scram* por unas nuevas.

- El 15 de mayo de 2002, durante la realización de la prueba de vigilancia de la capacidad del condensador de aislamiento, se produjo el aislamiento

del mismo por señal espuria de alto caudal en la línea de vapor.

- El 2 de septiembre de 2002, durante la realización de una maniobra de transferencia de la alimentación eléctrica de la barra A del sistema de protección del reactor, desde el grupo motor generador al transformador, con el consiguiente disparo de la cadena A del mismo, se produjo la inserción automática de una barra de control. La inserción fue debida a que la válvula solenoide piloto de scram de la barra, correspondiente a la cadena B del sistema de protección del reactor, estaba venteando. Se dejó la barra de control totalmente insertada y aislada hidráulica y eléctricamente. Posteriormente, se sustituyeron las válvulas solenoide piloto de scram por unas nuevas.

- El 19 de septiembre de 2002, durante la ejecución de la prueba de vigilancia de la operabilidad de las barras de control y de sus indicadores de posición, al comprobar una barra de control, esta quedó extraída una muesca más de la posición de partida. El error de posición de la barra fue descubierto antes de una hora. Durante el tiempo en que la misma estuvo en una posición incorrecta la potencia del núcleo superó a la nominal en una media de 14 MW.

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 central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2002, excepto por las paradas automáticas no programadas de los días 13 de mayo y 9 de septiembre y por las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas.

El día 8 de abril de 2002 se desacopló de la red para realizar la decimoquinta recarga de combustible, finalizando ésta sin incidencias a finales del mismo mes.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 64 elementos combustibles nuevos, fueron la inspección mecanizada, por ultrasonidos y visual de la vasija e internos del reactor de 10 años, inspección de elementos combustibles, inspección por corrientes inducidas del 9% de tubos del generador de vapor nº 1, sustitución del motor e internos en la bomba de refrigeración de reactor número tres, pruebas de fugas del recinto de penetraciones del recinto de contención y la inspección de ambos trenes de salvaguardias tecnológicas y generadores diesel asociados. Asimismo se realizó la limpieza del tanque de los generadores diesel de emergencia de esta unidad, a requerimiento del CSN, lo cual supuso el vaciado del mismo. Todas las actividades se desarrollaron con resultados satisfactorios.

Además de las citadas paradas no programadas, durante el año 2002 han tenido lugar dos sucesos de perturbaciones de la red exterior de energía eléctrica y un suceso relacionado con malfunciones en una tarjeta del sistema de protección.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fue de 7.734,43 GWh, habiendo estado acoplada a la red 8.149 horas. El factor de carga ha sido del 90,7% y el factor de operación del 93,03%.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año, excepto por las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fue de 8.448,56 GWh, habiendo estado acoplada a la red 8.760 horas. El factor de carga ha sido del 98,15% y el factor de operación del 100%.

Ambas unidades
El día 14 de marzo se realizó el simulacro anual de emergencia interior de la central con resultados satisfactorios.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2002 el CSN emitió los siguientes informes para las autorizaciones de modificaciones de documentos oficiales de explotación y sobre la solicitud de renovación de la autorización de actividades relacionadas con materiales nucleares.

Los documentos oficiales modificados durante dicho año han sido las Especificaciones de Funcionamiento, el Plan de Emergencia Interior (PEI) y el *Reglamento de funcionamiento*, siendo los cambios más significativos los originados por los cambios organizativos motivados por la fusión de las organizaciones de explotación de las centrales de Almaraz - Trillo y por la entrada en vigor del nuevo Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 17 de enero de 2002, basada en el dictamen del CSN de 12 de diciembre de 2001, autorizando la revisión 62 y 57 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II: la revisión estuvo motivada por la necesidad de introducción de cambios para adaptar las especificaciones al nuevo Reglamento de *Protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.*

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 10 de abril de 2002, basada en el dictamen del CSN de 20 de marzo de 2002, autorizando la revisión 63 y 58 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II: los cambios afectan a las condiciones de operación del sistema de calor residual, al control de nivel freático en el emplazamiento, a los parámetros del límite de ebullición nucleada, a la instrumentación del sistema de disparo de reactor, a los nuevos monitores de radiación de alto rango y a la instrumentación sísmica.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 23 de julio de 2002, basada en el dictamen del CSN de 28 de junio, autorizando la revisión 64 y 59 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II: los cambios afectan al Capítulo 6.0, *Normas Administrativas. Cambio de Organización*, y se deben a la realización de cambios organizativos en la central.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 4 de noviembre de 2002, basada en el dictamen del CSN de 9 de octubre de 2002, autorizando la revisión 65 y 60 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II: los cambios afectan a diferentes aspectos como el control de la reactividad, la introducción de nueva instrumentación de vigilancia de la radiación y llevar al informe de los límites de operación del núcleo aquellos parámetros que se ven afectados por la temperatura media de operación en cada ciclo.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 10 de enero de 2003, basada en el dictamen del CSN de 12 de diciembre de 2002, autorizando la revisión 66 y 61 de las *Especificaciones técnicas* de las unidades I y II: la revisión estuvo motivada por la necesidad de revisar la especificación técnica relacionada con las fuentes de corriente alterna y clarificar las condiciones limitativas de operación relativas a la independencia y suministro de gas-oil de los generadores diesel de emergencia.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 23 de julio del año 2002, basada en el dictamen del CSN de 28 de junio de 2002, autorizando la revisión 14 del *Reglamento de funcionamiento*. La revisión afectó a todos los apartados del documento. También se han actualizado los adjuntos en los que se modifican los organigramas generales de la central y de las diferentes direcciones.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 23 de julio del año 2002, basada en el dictamen del CSN de 28 de junio de 2002, autorizando la revisión 13 del Plan de Emergencia Interior. La revisión tuvo como finalidad introducir en el citado documento las modificaciones derivadas de los cambios propuestos al *Reglamento de funcionamiento* por cambios de organización. Los cambios afectan a los capítulos 2, 4, 5, 7 y a los adjuntos 3 y 5l.

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

- Con fecha 23 de enero de 2002, el CSN apreció favorablemente la revisión nº 15 del *Manual de protección radiológica*. La revisión afecta a todo el manual y tiene como finalidad adaptar el documento a las directrices del *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.

- Con fecha 21 de marzo de 2002, el CSN apreció favorablemente la propuesta presentada por central nuclear de Almaraz de cumplimiento de la instrucción complementaria asociada a la autorización del sumidero final de calor.

- Con fecha 21 de marzo el CSN acordó establecer nuevas instrucciones técnicas complementarias a la *autorización de explotación*, relacionadas con modificaciones en el programa de mejora del sistema de ventilación del edificio de combustible.

- Con fecha 26 de septiembre el CSN acordó modificar las instrucciones técnicas complementarias relativas a las condiciones 4.1 y 5.2 del anexo a la Orden Ministerial de 8 de Junio de 2000 del Ministerio de Economía por la que se prorroga la *autorización de explotación* vigente en central nuclear de Almaraz en lo que respecta al tratamiento de las modificaciones de diseño en centrales nucleares y a la aplicación de la Guía 1.11.

- Con fecha 3 de abril de 2002, el CSN concedió una exención del cumplimiento de las Condiciones Limitativas de Operación (CLO´s) 3.8.1.2.b.2 y 3.8.1.2.b.3 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, relacionadas con el volumen mínimo a contener en el tanque de almacenamiento de gas-oil. Esta exención la solicitó la central nuclear de Almaraz con objeto de posibilitar las actividades, exigidas por el Consejo de Seguridad Nuclear, de vaciado, limpieza y llenado del tanque de gas-oil de los generadores diesel de unidad-1, GO-1-TK-04, y por ello era necesaria una exención temporal, durante la recarga de la unidad-1, por un período de tiempo máximo de 15 días, para poder realizar las maniobras necesarias para el cumplimiento del requisito.

  La exención se concedió de acuerdo con lo establecido en la condición 3.1 del anexo a la Orden Ministerial del Ministerio de Industria y Energía del 8 de junio de 2000 por la que se concede la *autorización de explotación* de la central nuclear de Almaraz I.

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

2002 se realizaron 20 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En estas inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en las autorizaciones de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas ó están en curso de corrección por el titular y todas ellas son objeto de seguimiento por el CSN. Los objetivos de las inspecciones se describen a continuación:

- Regla de mantenimiento: cumplimiento por la central nuclear de Almaraz de la regla de mantenimiento. Inspección sobre su aplicación a estructuras.
- Construcción y nuevo pozo de perforación para control de nivel freático.
- Plan de Emergencia Interior: inspección sobre actividades de mantenimiento del PEI y preparación del simulacro de emergencia interior del año 2002.
- Análisis Probabilista de Seguridad (APS): mantenimiento del APS.
- Prácticas operativas: inspección a la sección de operación.
- Modificaciones de diseño: inspección al proceso de incorporación de modificaciones de diseño.
- Organización y factores humanos: inspección a la implantación del programa de organización y factores humanos.
- Requisitos de vigilancia: inspección a los procedimientos, resultados y pruebas de los sistemas de ventilación.
- Requisitos de vigilancia: inspección a los procedimientos, resultados y pruebas de los sistemas auxiliares de agua de refrigeración y protección contraincendios.
- Bases de diseño: inspección sobre la coherencia de las bases de diseño y las prácticas operativas.
- Licenciamiento: inspección del licenciamiento y soporte técnico a planta por las oficinas centrales.
- Seguridad física: inspección sobre el estado general del programa de seguridad física en la central.
- Formación: inspección al programa de formación de la central.
- Sistemas eléctricos: inspección sobre implantación y pruebas a la línea de Mérida y revisión de procedimientos de pruebas de generadores diesel y baterías.
- Miniaumento de potencia: inspección a Enusa sobre aspectos relacionados con el programa de subida de potencia al 101,6%.
- Meteorología: inspección al Programa de Vigilancia Meteorológica (PVM) y calibraciones de equipos asociados.
- Protección radiológica: inspección al programa Alara sobre Protección Radiológica en la recarga de la unidad-I.
- Instrumentación: inspección a la instrumentación de sistemas y válvulas motorizadas.
- ISI: inspección al programa de inspección en servicio.

d) Apercibimientos y sanciones

No se ha producido a lo largo del año 2002 ningún apercibimiento ni sanción a central nuclear de Almaraz por incumplimientos de documentos oficiales de explotación.

e) Sucesos

Los sucesos notificables ocurridos se describen a continuación. Todos ellos han sido calificados como nivel 0 en la escala INES.

Paradas automáticas del reactor

Unidad I

Durante el año 2002 se han producido dos paradas automáticas no programadas.

- El día 13 de mayo de 2002, a las 12:59 horas se produjo en la unidad I la parada automática del reactor por señal de bajo caudal en un lazo más P-8 (potencia superior al 34%), al dispararse la bomba principal nº 2 del reactor, estando la unidad operando de forma estable, al 100% de potencia nuclear.

  La causa de la parada automática tuvo su origen en que el día 13 de mayo, ocho días después de la finalización de la recarga de la unidad, se procedía a la retirada de unos andamios, y al desmontar el que estaba colocado junto a la penetración E-60, inadvertidamente se golpeó con la plataforma del andamio en la penetración eléctrica de la fase R de alimentación a la bomba RCP-2, produciéndose la perforación del aislamiento y una derivación a tierra que provocó la actuación del relé de protección SR/RCP-2, y el disparo automático de la bomba.

  El reactor se hizo nuevamente crítico a las 17:00 horas, y la unidad se acopló a la red a las 19:15 horas del mismo día.

- El día 9 de septiembre de 2002, a las 12:26 horas se produjo en la unidad I la parada automática del reactor por señal de muy bajo nivel en el generador de vapor nº 3, motivada por la pérdida de caudal de agua de alimentación a ese generador de vapor debido al desprendimiento del obturador de la válvula de control FWI-FCV-49S.

  La unidad I se encontraba operando al 100% de potencia nuclear.

  La parada automática del reactor se produjo por señal de muy bajo nivel en el generador de vapor nº 3, al producirse la pérdida del caudal de agua de alimentación a ese generador de vapor al desprenderse el obturador de la válvula de control FWI-FCV-498.

  Al desmontarse la válvula tras el incidente se comprobó que el obturador estaba desprendido y se consideró como hipótesis más probable que la causa origen del desprendimiento del obturador se debió a un exceso de holgura entre el pasador y su alojamiento.

  Se reparó y el reactor se hizo nuevamente crítico a las 3:50 horas del día 10 de septiembre, y la unidad se acopló a la red a las 12:39 horas del mismo día.

Unidad II

Durante el año 2002 no se produjo ninguna parada automática no programada.

Otros sucesos notificables

Unidad I

- El día 30 de julio de 2002 a las 18 horas se produjo el arranque del secuenciador de mínima tensión de la barra 1A4 debido a una oscilación de tensión en el parque de 220 kV, ocasionada por una perturbación eléctrica, exterior a la central nuclear de Almaraz en la línea E.T. Almaraz / Gabriel y Galán.

  La unidad se encontraba operando de forma estable al 100% de potencia nuclear.

  La oscilación de tensión en el parque de 220 kV fue de muy corta duración, y afectó a la barra de salvaguardias 1A4 que se alimentaba desde ese parque a través del trafo TIA2. Como consecuencia de la oscilación de tensión en la barra

1A4 se produjo la actuación de los relés de mínima tensión 27-1, 27-2, 27-3 y 27-4, produciéndose el arranque del secuenciador de mínima tensión de esa barra. Debido a la corta duración de la oscilación de tensión no se produjo el arranque del diesel 3DG.

Posteriormente 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. El incidente de origen externo, no afectó a la seguridad de la planta de la central, desarrollándose las acciones automáticas correctamente y siendo nulo el impacto ambiental.

- El día 3 de diciembre de 2002 a las 14:11 horas, en la unidad I se declaró inoperable la cabina lógica del sistema de disparo del reactor (SSPS), tren B, aplicando la acción 13 de la Condición Limitativa de Operación, (CLO) 3.3.2.1.

  La unidad se encontraba operando de forma estable, al 100% de potencia nuclear.

  Encontrándose la unidad en las condiciones descritas anteriormente y una vez finalizada la prueba de vigilancia programada, de comprobación de la lógica de actuación de los canales de disparo de reactor y accionamiento de salvaguardias tecnológicas, requerido por las especificaciones 4.3.3.1.1 y 4.3.3.2.1 a la cabina lógica del sistema de disparo del reactor (SSPS) tren B, según el procedimiento de vigilancia OPI-PV-03.20/03.21 y se detectó una anomalía en la pantalla del SAMO referente a señales de salida del multiplexador de la cabina lógica del SSPS tren B afectando únicamente a la indicación y no a los canales de protección.

  Instrumentación y Control cambió la tarjeta aisladora A-506, de la cabina lógica del SSPS tren B, quedando subsanada la anomalía, verificando a continuación la correcta indicación en la pantalla del *Sistema de apoyo mecanizado a operación* (SAMO).

  Se declaró operable el tren B del sistema (SSPS) a las 14:19 horas del día 3 de diciembre de 2002.

Unidad-II

- El día 14 de febrero de 2002 a las 12:30 horas, en la unidad II se declararon inoperables las válvulas interceptoras de turbina de baja presión lado derecho y lado izquierdo, MS2-VI-TBPA-D y MS2-VI-TBPA-I aplicando las Condiciones Limitativas de Operación, (CLO) 3.3.4.1 y 3.0.3, por no cerrar al probarlas a través de su circuito de prueba. Se detectaron malas conexiones en los cables de las solenoides de prueba de dichas válvulas interceptoras, procediéndose a la adecuada conexión de los mismos. Posteriormente se realizó la prueba de cierre, con resultado satisfactorio, declarándose operables las citadas válvulas interceptoras.

  La anomalía afectaba solamente al circuito de prueba y por lo tanto el circuito de disparo y de protección de sobrevelocidad estuvo operable en todo momento, no viéndose afectada la seguridad de la unidad.

Unidades I y II

- El día 16 de septiembre de 2002 a las 10:19 horas se produjo el arranque con acoplamiento del generador diesel 3DG (4DG) (entre paréntesis los equipos de la unidad-2) y del secuenciador de mínima tensión de la barra 1A4 (2A4) como consecuencia de una oscilación de tensión en el parque de 220 kV, ocasionada por una perturbación exterior a la central nuclear de Almaraz, en la línea E.T. Almaraz / Valdecañas.

Las unidades se encontraban operando de forma estable, al 100% de potencia nuclear.

La oscilación de tensión en la barra 1A4 (2A4) produjo el arranque, con acoplamiento, del diesel 3DG (4DG), y el arranque del secuenciador de mínima tensión de esa barra.

La secuencia de toma de carga del tren-B de salvaguardias se realizó con normalidad, y el tren-A, que estaba alimentado del transformador de grupo no se vio afectado por la oscilación de tensión.

Posteriormente se comprobó que ambas unidades I y II se encontraban estables, con los distintos parámetros de operación dentro de los valores normales, y una vez comprobada la correcta actuación de los equipos, se procedió a rearmar la señal de mínima tensión en la barra 1A4 (2A4) y a normalizar la alimentación eléctrica a dicha barra y la situación de los equipos que habían actuado. El incidente de origen externo, no afectó a la seguridad de la central, desarrollándose las acciones automáticas correctamente y siendo nulo el impacto ambiental.

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

- Deficiencias de diseño.

  – Westinghouse notificó, mediante carta, una deficiencia detectada en el cálculo de la cantidad mínima de "Fosfato trisódico" necesario para mantener el pH entre (7 y 7,2) del agua del sumidero en caso de *Accidente de Pérdida de Refrigerante* (LOCA). (Según las bases de diseño y para las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, dicho pH deberá estar comprendido entre 7 y 7,2). Westinghouse, como consecuencia de la revisión, remitió una justificación de que el impacto de esta deficiencia era reducido y podía continuarse la operación hasta que se repusiera la cantidad necesario de fosfáto trisódico en la siguiente recarga, ya que el pH en el agua del sumidero en las condiciones más desfavorables, estaría comprendido entre 6.9 y 6.95.

  El pH que se obtiene con las curvas de *valoración para el fosfato trisódico en soluciones de ácido bórico* elaboradas por Westinghouse es de 6,9, cuando para concentraciones de ácido bórico en el tanque de almacenamiento de agua de recarga de 2.800 ppm, y de 6,95 cuando la concentración de ácido bórico en dicho tanque es de 2.600 ppm (actualmente se mantiene una concentración de ácido bórico en los tanques inferior a 2.700 ppm).

  Esta deficiencia ha dado lugar a la revisión de las curvas antes mencionadas.

  En el cálculo realizado por Westinghouse se considera necesario albergar una cantidad del orden de 4.000 kg en las cestas de Fosfato Trisódico, (comercializado en forma anhidro o 12 H_2O), para garantizar un pH de 7, frente a la cantidad especificada actualmente en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de 3.098 kg.

  Se aprobó en el CSN la correspondiente especificación técnica para adecuarla a los nuevos valores, si bien en la central ya se ha incorporado, en las correspondientes cestas, la cantidad de 4.000 kg solicitada de fosfato trisódico, acorde con los nuevos cálculos.

  – El Consejo de Seguridad Nuclear solicitó una modificación parcial del diseño del sistema de ventilación del edificio de combustible, concretamente en lo relativo al disparo automático

de los ventiladores (VA2-FN-24 A/B y 28 A/B) por señal de alta radiación en los monitores RM2-RE-6794/96, ubicados en la chimenea de contención/combustible. Con esta modificación de diseño se suprime el disparo automático de los ventiladores del edificio de combustibles (VA2-FN-24A/B y 28 A/B) y se establece automáticamente la descarga a través del banco de filtros cuando se produce la señal de alta actividad en la chimenea de contención / combustible, lo que supone hacer redundante la actuación de los monitores RM2-RE-6780 y RM2-RE-6794.

Todo ello ya se incorporó en la 15ª parada de recarga de la unidad I y se implantará también en la próxima parada para recarga de la unidad II en abril de 2003.

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 unidad ha operado al 100% de potencia nuclear de forma estable durante todo el año 2002, con diversas variaciones de carga para la realización de pruebas periódicas, por necesidad de mantenimiento o de producción, y con las paradas automáticas y no programadas que se citan en el apartado sucesos.

La energía eléctrica bruta producida durante el año ha sido 8.796 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.738 horas, con un factor de carga del 97,4% y un factor de operación del 99,5%.

Unidad II

La Unidad ha operado al 100% de potencia nuclear de forma estable durante todo el año 2002, con diversas variaciones de carga para la realización de pruebas periódicas o por necesidad de producción, y con las paradas automáticas que se citan en el apartado sucesos, además de la parada programada para la decimocuarta recarga que tuvo lugar del 7 al 29 de septiembre de 2002.

En la parada para recarga, se han realizado las actividades habituales de descarga de elementos combustibles, mantenimiento preventivo y correctivo, inspección en servicio (tubos del generador de vapor "C" entre otras), implantación de modificaciones de diseño, entre las cuales cabe destacar el cambio del sistema de vigilancia de la radiación y del sistema de instrumentación sísmica. Se han realizado pruebas de fugas de penetraciones (LLRT), inspección visual remota al 100% de la superficie tapa/intersticios penetración/tapa de la vasija, así como la carga de combustible y las pruebas nucleares de arranque de ciclo.

Se han inspeccionado visualmente los cabezales superiores de 24 elementos combustibles, con resultado satisfactorio.

La energía eléctrica bruta producida durante el año ha sido 8.152 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.182 horas, con un factor de carga del 90,6% y un factor de operación del 93,4%.

Unidades I y II

Se realizó el simulacro de emergencia interior el día 7 de noviembre de 2002.

En el período del 2 al 14 de junio de 2002, tuvo lugar una huelga del personal con licencia de sala de operación, sin que se produjese ninguna incidencia.

Se continúa la vigilancia de los efectos de los movimientos del terreno sobre estructuras, sistemas y componentes de seguridad, de acuerdo con lo establecido en la revisión vigente del *Manual de Vigilancia de la unidad II y del control topográfico de la unidad-I*. Los movimientos registrados siguen

estando por debajo de las previsiones y de los límites de precaución establecidos.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, modificada por la disposición adicional primera de la ley 14/1999, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

Unidad I

- Orden Ministerial de 19 de abril de 2002 por las que se modifica la *autorización de explotación* a la central nuclear Ascó I como consecuencia del cambio de titularidad, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 27 de febrero de 2002.

Unidad II

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de septiembre de 2002, por la que se autoriza la modificación del sistema de vigilancia de la radiación de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de septiembre de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de septiembre de 2002 por la que se aprueba la revisión 34 del *Estudio de seguridad* de la central nuclear Ascó II asociado a la modificación del sistema de vigilancia de la radiación, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de septiembre de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de septiembre de 2002, por la que se aprueba la revisión 66 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó II, asociadas a la modificación del sistema de vigilancia de la radiación, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de septiembre de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 2 de diciembre de 2002 por la que se autoriza la exención de la edición de la revisión 34 del *Estudio de seguridad* de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 30 de octubre de 2002.

Unidades I y II

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2002 por la que se aprueba la revisión nº 63 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la revisión nº 62 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 12 de diciembre de 2001.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 20 de febrero de 2002 por la que se aprueba la revisión 64 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la revisión 63 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 19 de diciembre de 2001.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de mayo de 2002 por la que se aprueba la revisión 65 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la revisión 64 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 10 de abril de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de junio de 2002 por la que se aprueba la revisión 66 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la revisión 65 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear

Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 5 de junio de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de noviembre de 2002 por la que se aprueba la revisión 67 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la revisión 66 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 9 de octubre de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de noviembre de 2002 por la que se aprueba la revisión 11 del *Reglamento de funcionamiento* de la central nuclear Ascó I y II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 9 de octubre de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de noviembre de 2002 por la que se aprueba la revisión 7 del *Plan de emergencia interior* (PEI) de la central nuclear Ascó I y II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 9 de octubre de 2002.

Unidades I y II

El CSN emitió las siguientes apreciaciones favorables e instrucciones técnicas complementarias:

- Apreciación favorable de 29 de enero de 2002 de la revisión 11 del Manual de cálculo de dosis al Exterior de la central nuclear Ascó I y II, acordado en su reunión de 23 de enero de 2002.

- Apreciación favorable de 29 de enero de 2002 de la revisión 10 del *Manual de protección radiológica* de la central nuclear Ascó I y II, acordado en su reunión plenaria de 23 de enero de 2002.

- Apreciación favorable de 9 de octubre de 2002 de la edición de julio 2002 del *Manual de garantía de calidad* de la central nuclear Ascó I y II, acordado en su reunión de 9 de octubre de 2002.

- Instrucción técnica de 26 de septiembre de 2002 sobre modificación de las instrucciones técnicas complementarias a la *autorización de explotación* de la central nuclear Ascó I y II relativas a las modificaciones de diseño, acordada en su reunión de 26 de septiembre de 2002.

- El CSN emitió informes sobre las propuestas de servicios mínimos correspondientes a las huelgas de personal con licencia de operación convocadas en el mes de junio (aprobado en su reunión de 22 de mayo de 2002).

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 2002 se realizaron 24 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 los permisos de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corrección por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

La mayoría de las inspecciones fueron comunes a ambas unidades, y su objetivo fue el cumplimiento del *Programa base de inspección*. Otras se realizaron verificando aspectos relacionados con la decimocuarta recarga de la central nuclear Ascó II.

Los objetivos de las mismas se describen a continuación:

- Inspección en servicio de la central nuclear Ascó I. Comprobaciones sobre las revisiones del *Manual de inspección en servicio* (MISI) correspondiente

al segundo intervalo de inspección, según el programa B de ASME XI.

- Inspección en servicio de la central nuclear Ascó II. Comprobaciones sobre resultados inspecciones en servicio 8ª, 9ª, 10ª y 11ª paradas de recarga y sobre resultados inspección penetraciones tapa vasija durante decimotercera parada de recarga.
- Programa de gestión de vida.
- Verificación del cumplimiento con la *Regla de mantenimiento*.
- Cumplimiento con la *Regla de mantenimiento* en parada. Funciones clave de seguridad en parada.
- Comprobaciones sobre el *Programa de vigilancia radiológica ambiental*.
- Inspección al servicio de operación.
- Seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes líquidos y gaseosos.
- Inspección aplicación *Programa garantía de calidad* en relación con aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad y gestión de modificaciones de diseño.
- Modificaciones de diseño.
- Química y erosión corrosión.
- Mantenimiento y actualización del Análisis Probabilista de Seguridad, (APS).
- Comprobaciones sobre mantenimiento del *Plan de emergencia interior* (PEI) y presenciar el simulacro de emergencia anual.
- Alineamiento de sistemas incluidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- Actividades sistema de instrumentación y control y válvulas motorizadas
- Revisión de la propuesta de cambio de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las baterías.
- Calificación ambiental de equipos.
- Asistencia a pruebas del sistema actuación salvaguardias tecnológicas. Revisión de los resultados de requisitos vigilancia de las baterías y generadores diesel. Modificaciones de diseño sistema eléctrico.
- Aspectos organizativos relacionados con protección radiológica y aplicación del criterio Alara.
- Revisión de los procesos de licencia relativos a recargas y trabajos de ingeniería sobre modificación del combustible del ciclo 15 de central nuclear Ascó II.
- Revisión del *Programa de vigilancia y control de aguas subterráneas* según el Manual de vigilancia frente a levantamientos del terreno en la central nuclear Ascó II.
- Revisión del nuevo sistema de vigilancia sísmica.
- Revisión del nuevo sistema de vigilancia de la radiación.
- Revisión del sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado y sus bases de diseño y del cumplimiento con Apéndice R del 10CFR50.
- Revisión del Programa de organización y factores humanos.
- Revisión del Programa de revisión de bases de diseño.

d) Apercibimientos y sanciones

Propuesta del CSN de 11 de diciembre de 2002, de apertura de expediente sancionador a la central nuclear Ascó por incumplimiento de la instrucción técnica complementaria 14, apartado c, a la autorización de explotación de la central nuclear Ascó I y de la central nuclear de Ascó II, de 2 de octubre de 2001, relativa a la fecha de implantación de las modificaciones del sistema de protección contra incendios necesarias para el cumplimiento de la normativa aplicable.

e) Sucesos

En los sucesos descritos a continuación, hubo disponibilidad de las funciones de seguridad de la central y todos ellos se clasificaron por debajo de la Escala Internacional de Sucesos Nucleares, (INES) con nivel 0.

Paradas automáticas del reactor

Unidad I

- El 25 de junio de 2002 se produjo parada automática de reactor por disparo de turbina con potencia nuclear superior al 34%. Durante la comprobación de los contactos de los interruptores de caudal de las bombas de circulación de aceite de la fase T del transformador principal, el operario, por error, ha intervenido en una borna incorrecta, provocando el disparo de turbina.

- El 12 de noviembre de 2002 se produjo parada automática del reactor durante los trabajos de mantenimiento del transformador principal. Durante la comprobación de los contactos de los interruptores de caudal de las bombas de circulación de aceite del transformador principal, el operario, por error, provocó la actuación de un relé, produciendo disparo del transformador, que generó disparo de turbina, y a su vez, parada automática del reactor.

Unidad II

- El 2 de julio y 14 de agosto de 2002 se produjo parada automática del reactor por pérdida de nivel de agua en la aspiración del sistema de agua de servicios de componentes por acumulación de algas en la toma de aspiración del agua de circulación tras aumento caudal del río.

- El 19 de diciembre de 2002 se produjo parada automática del reactor por disparo de turbina con potencia nuclear superior al 34%, por señal de *muy alto nivel* en generador de vapor A, debido al aumento de caudal del agua de alimentación por incremento de la velocidad de las turbobombas de agua de alimentación principal, como consecuencia de la actuación manual del operador, sobre las estaciones de control de velocidad de las mismas, tras el fallo espurio de la tarjeta QRS-G01 de control de velocidad de las turbobombas.

Paradas no programadas del reactor

Unidad I

- El 28 de octubre de 2002 se produjo parada no programada del reactor por parada manual de turbina provocada por pérdida de nivel agua en aspiración del sistema de agua de servicios de componentes, cuando se estaban realizando trabajos en el sistema de toma de agua del río.

Otros sucesos notificables

Unidad I

- El 2 de julio y 26 de agosto de 2002 se produjo una salida de la distribución axial de potencia fuera de la banda de maniobra, durante una reducción de potencia hasta el 50% para evitar la parada automática del reactor, por una pérdida de nivel de agua en la aspiración del sistema de agua de servicios de componentes por acumulación de algas en la toma de aspiración del agua de circulación tras aumento caudal del río.

Unidad II

- El 25 de septiembre de 2002 se produjo una inyección de seguridad por baja presión en el presionador, durante pruebas del sistema

actuación de salvaguardias tecnológicas estando la planta en modo de operación 5.

- El 14 de octubre de 2002 se produjo una actuación espuria de las cadenas de vigilancia de radiación de área, asociadas al tren B: sala de control, edificio de combustible y edificio de contención, provocando el cambio de la ventilación, de sala de control y edificio de combustible, al modo de emergencia y el aislamiento de la purga de contención. La causa fue un error cuando se procedía a cambiar la alimentación de la red de 25 kV, de la alimentación en recarga a la alimentación normal.

Ambas unidades

- El 29 de abril de 2002, se produjo el aislamiento de la ventilación de sala de control después volver a tarar la alarma/punto de disparo de la cadena de vigilancia de radiación.

- El 16 de junio de 2002, se produjo el arranque, sin acoplamiento del generador diesel "A" por mínima tensión en la barra 7A, debido a la apertura de un interruptor de la línea Reus 2, de 110 kV.

- El 10 de julio de 2002, Westinghouse notificó, mediante carta, una deficiencia detectada en el cálculo de la cantidad mínima de Fosfato Trisódico necesario para mantener el pH entre (7 y 7,2) del agua del sumidero en caso de Accidente de Pérdida de Refrigerante (LOCA). (Según las bases de diseño y para las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, dicho pH deberá estar comprendido entre 7 y 7,2). Westinghouse, como consecuencia de la revisión, remitió una justificación de que el impacto de esta deficiencia era reducido y podía continuarse la operación hasta que se repusiera la cantidad necesario de fosfáto trisódico en la siguiente recarga, ya que el pH en el agua del sumidero en las condiciones más desfavorables, estaría comprendido entre 6.9 y 6.95.

  En el cálculo realizado por Westinghouse se considera necesario albergar una cantidad determinada para esta central en las cestas, de Fosfato Trisódico (comercializado en forma anhidro o 12 H_2O), para garantizar un pH de 7.

  Se aprobó en el CSN la correspondiente especificación técnica para adecuarla a los nuevos valores.

- El 17 de julio de 2002. Deficiencia en las pruebas de canales de salvaguardias tecnológicas.

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.

1.1.2.5. Central nuclear de Cofrentes

a) Actividades más importantes

La central operó a plena carga hasta el día 6 de enero de 2002 en que se inició la extensión del ciclo de operación 13 (*coast-down*), con la consiguiente reducción gradual de la potencia hasta el inicio de la parada de recarga de combustible. El día 24 de febrero de 2002 se realizó una parada programada, a partir de la cual comenzó la decimotercera parada de recarga de combustible, finalizando el 25 de marzo de 2002 con el acoplamiento del generador a la red. El día 26 de marzo se desacopló el generador durante unos minutos para realizar pruebas programadas. El mismo día 26 de marzo se produjo una parada automática no programada por disparo del generador por baja excitación, al 82% de la potencia térmica nominal. El día 27 de marzo se produjo una nueva parada automática no programada al 87% de la potencia térmica nominal, por actuación del relé de protección *bucholtz* de la fase "B" del transformador principal. El día 31 de marzo el generador acopló a la red, después de una nueva parada automática no programada ocurrida el día 28 de marzo, con el generador desacoplado (al 4% de la potencia térmica nominal). El día 26 de abril se

produjo una parada automática programada, en el desarrollo de la prueba *Aislamiento de Vapor Principal*, incluida en el programa de pruebas asociado a la autorización del aumento de potencia al 110%. El día 29 de abril el generador acopló a la red, una vez finalizado dicho programa de pruebas, aunque estuvo desacoplado durante una hora, aproximadamente, debido a un disparo del generador, que no dio lugar a disparo del reactor. El día 12 de junio inició la operación con la nueva potencia térmica autorizada de 3.184 MWt (110% de la potencia térmica original). El día 26 de octubre se realizó una parada programada, para reparar una válvula del sumidero de equipos del pozo seco, que había quedado obstruida cerrada. El día 29 de octubre finalizó esta parada, con el acoplamiento del generador a la red. Finalizó el año con la central operando al 100% de la potencia térmica autorizada (110% de la potencia térmica original). Durante el resto del año la central ha efectuado diversas bajadas de carga debido a transitorios operativos, fallos en componentes, exceso de potencia reactiva, o bien para realizar reparaciones, pruebas y reestructuración de barras de control.

La central permaneció acoplada a la red durante el año 2002, 7.874 horas, con una producción de 8.188,66 GWh de energía eléctrica bruta, y de 7.872,41 GWh de energía eléctrica neta, lo cual representó en el año un factor de carga de 88,54% y un factor de operación de 89,89%.

Los aspectos más significativos de la 13ª parada de recarga de combustible, que se desarrolló desde el 24 de febrero hasta el 25 de marzo de 2002, fueron los siguientes:

- Se cargaron 120 elementos de combustible del tipo GE-12, fabricados por Genusa, y de 76 elementos de combustible del tipo Svea-96+/L, fabricados por Westinghouse-Atom.

- Se ejecutaron diversas modificaciones de diseño asociadas al aumento de potencia hasta el 110% de la potencia térmica original, de las cuales, las más importantes fueron la modificación del cuerpo de alta presión de la turbina principal y diversas mejoras en la capacidad del sistema de agua de servicio esencial.

- Se ejecutó gran parte del programa de pruebas asociado al aumento de potencia mencionado.

- Se descontaminaron los lazos del sistema de recirculación y del sistema de limpieza del agua del reactor, trabajo que requirió la descarga completa del núcleo fuera de la vasija del reactor.

Asimismo, como otras actividades significativas, continuaron desarrollándose trabajos de mantenimiento durante operación a potencia, de acuerdo con el programa previsto, en diversos sistemas y equipos.

El día 19 de septiembre de 2002 se realizó el simulacro de emergencia anual, de fecha previamente desconocida. El escenario incluyó una situación de emergencia general, requiriendo aplicación de las *Guías de accidente severo* (GAS), y con activación del *Programa de vigilancia radiológica exterior* (PVRE), de la brigada contra incendios, del grupo de rescate y primeros auxilios y del personal de descontaminación y sanitario.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, modificada por la disposición adicional primera de la ley 14/1999, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

- Revisión 13 del *Reglamento de funcionamiento* aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 19 de diciembre de 2001.

- Revisión 33 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, (ETF) aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de enero de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 23 de enero de 2002.

- Actualización de la metodología Giralda para el diseño y evaluación de las recargas de combustible, autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de febrero de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 30 de enero de 2002.

- Revisión 34 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de febrero de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 30 de enero de 2002.

- Revisión 35 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de febrero de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 6 de febrero de 2002.

- Revisión 36 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 20 de febrero de 2002.

- Revisión 28 del Estudio de Seguridad, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 20 de febrero de 2002.

- Modificación de diseño OCP-3695 (implantación de instrumentación de tipo digital de detección de fugas), autorizado mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 20 de febrero de 2002.

- Carga, operación y almacenamiento en las piscinas de combustible irradiado del nuevo combustible a utilizar en el ciclo de operación 14, autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 27 de febrero de 2002.

- Revisión 29 del *Estudio de seguridad*, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 27 de febrero de 2002.

- Revisión 37 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento(ETF), aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 27 de febrero de 2002.

- Revisión 38 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de marzo de 2002.

- Revisión 30 del *Estudio de seguridad*, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de marzo de 2002.

- Operación a la potencia térmica aumentada de 3.184 MWt (110% de la potencia térmica original), autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de marzo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 13 de marzo de 2002.

- Revisión 39 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de abril de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 3 de abril de 2002.

- Revisión 10 del Plan de Emergencia Interior (PEI), aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de mayo de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 7 de mayo de 2002.

- Revisión 40 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de junio de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 16 de mayo de 2002.

- Revisión 41 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de octubre de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 2 de octubre de 2002.

- Revisión 32 del Estudio de Seguridad, aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de octubre de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 2 de octubre de 2002.

- Modificaciones de diseño OCP-3868, OCP-3869, OCP-3870, OCP-3871 y OCP-3872 (revisión de consecuencias radiológicas de accidentes), autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de octubre de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 2 de octubre de 2002.

- Prórroga para la presentación de la documentación de actualización de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas, fue concedida mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 5 de noviembre de 2002, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 23 de octubre de 2002.

El CSN emitió las siguientes apreciaciones favorables e instrucciones técnicas complementarias y autorizó las siguientes exenciones:

- Revisión 14 del *Manual de cálculo de dosis al exterior* apreciado favorablemente por el CSN, en su reunión de 23 de enero de 2002.

- Revisión 15 del *Manual de protección radiológica* apreciado favorablemente por el CSN, en su reunión de 23 de enero de 2002.

- Resultados del programa de pruebas asociadas al aumento de la potencia térmica autorizada a 3.184 MWt (110% de la potencia térmica original), fue apreciado favorablemente por el CSN, en su reunión de 12 de junio de 2002.

- El CSN modificó las instrucciones técnicas complementarias, a la *autorización de explotación* relativas a modificaciones de diseño, mediante acuerdo del CSN, alcanzado en su reunión de 26 de septiembre de 2002.

- Exención temporal de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Extensión del periodo de inoperabilidad permitido por la acción 1 de la ETF 3/4.6.1.9, *Sistema de control de fugas por derivación de la contención primaria (sellado positivo por aire)*, concedida por el CSN, en su reunión de 6 de febrero de 2002.

- Exención temporal del cumplimiento del Plan de Emergencia Interior (PEI), (apartado 4.2.6, *Puntos de concentración*), concedida por el CSN, en su reunión extraordinaria de 9 de febrero de 2002.

Estas exenciones no se encuentran en vigor, actualmente.

c) **Inspecciones**

Durante el año 2002 se han realizado 36 inspecciones, de las que se han levantado las correspondientes actas. Los objetivos de las mismas fueron los siguientes:

- Análisis de inestabilidades termohidráulicas aplicables al ciclo de operación 14.

- Estudio de seguridad de la recarga aplicable al ciclo de operación 14, con aumento de la potencia al 110%.

- Análisis de Accidentes con Pérdida de Refrigerante (LOCA), aplicables al aumento de potencia al 110%.

- Optimización de pruebas en servicio basada en criterios de significación para el riesgo (RI-IST). Documentación del programa.

- Análisis de criticidad para el almacenamiento del combustible gastado aplicables a la decimotercera recarga de combustible .

- Autorización de la línea de 400 kV como fuente de alimentación eléctrica externa independiente.

- Cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) relativas a la integridad de la contención secundaria.

- Diversos temas asociados a sistemas de instrumentación y control y válvulas motorizadas

- Pruebas de los generadores diesel de emergencia relacionadas con el aumento de potencia al 110%.

- Pruebas asociadas a las modificaciones de diseño realizadas sobre el sistema de agua de servicio esencial para el aumento de potencia al 110%.

- Programa de Inspección en Servicio (ISI).

- Posible incumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) relativas a la instrumentación de aislamiento del sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC).

- Diversos temas asociados a sistemas eléctricos.

- Pruebas del nuevo sistema de instrumentación digital de detección de fugas.

- Aspectos de protección radiológica operacional aplicables a la decimotercera parada de recarga de combustible.

- Pruebas de representación oficial asociadas al aumento de potencia al 110%. Regulador de presión y sistema de control de nivel de agua en el reactor.

- Investigación de los sucesos ocurridos durante la decimotercera parada de recarga de combustible y posterior arranque.

- Pruebas de representación oficial asociadas al aumento de potencia al 110%. Aislamiento de vapor principal.
- Sistemas de Seguridad física.
- Aspectos generales asociados a la operación de la central.
- Análisis de viabilidad asociados al mantenimiento a potencia de sistemas.
- Nuevos sistemas de instrumentación sísmica.
- Diversos aspectos asociados a la aplicación del Programa de garantía de calidad.
- Proceso de gestión de modificaciones de diseño.
- Diversos temas asociados a la química y radioquímica del refrigerante del reactor y a los fenómenos de erosión - corrosión.
- Diversos temas asociados al Plan de Emergencia Interior (PEI).
- Cumplimiento de la Regla de mantenimiento, y su aplicación a estructuras.
- Gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad.
- Seguimiento del Programa de auto-evaluación y de acciones de respuesta tras los sucesos de la decimotercera parada de recarga de combustible y posterior arranque.
- Aspectos de análisis de transitorios y accidentes asociados al Aumento de Potencia por Ajuste de Caudal (APAC).
- Programa de revisión de las bases de diseño. Sistemas auxiliares.
- Programa de formación y entrenamiento.
- Experiencia operativa y aplicación de nueva normativa.
- Aspectos de instrumentación asociados al Aumento de Potencia por Ajuste de Caudal (APAC).
- Actualización y mantenimiento del Análisis Probabilista de Seguridad (APS).
- Procedimientos de Operación de Emergencia y Guías de Accidente Severo (POE-GAS).

d) **Apercibimientos y sanciones:**

- En la reunión de 23 de mayo de 2002, el CSN acordó proponer la apertura de expediente sancionador a la central, por incumplimientos de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y del Manual de Garantía de Calidad (MGC), asociados a desviaciones detectadas en torno a las prácticas operativas relacionadas con los generadores diesel de emergencia. A consecuencia de esta propuesta, la Dirección General de Política Energética y Minas, mediante Resolución del día 9 de enero de 2003, ha impuesto dos multas al titular de central nuclear de Cofrentes, considerando la existencia de dos infracciones independientes.
- En la reunión de 26 de septiembre de 2002, el CSN acordó proponer la apertura de expediente sancionador a la central, por incumplimientos de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), Reglamento de funcionamiento, Manual de Garantía de Calidad (MGC) y bases de diseño recogidas en el Estudio de Seguridad (ES), todo ello asociado a dos sucesos independientes que llevaron a la pérdida de integridad de la contención secundaria en febrero de 2002.

e) Sucesos

Los sucesos notificables ocurridos durante el año 2002, se describen a continuación. Todos ellos han sido clasificados como de nivel 0 en la Escala Internacional de Clasificación de Sucesos (INES).

Paradas automáticas no programadas

- El día 24 de febrero de 2002, se produjo una parada automática del reactor *(scram)*, por señal de bajo nivel de agua en el reactor, durante el proceso de enfriamiento de la central, al inicio de la parada de recarga de combustible. Causa: error humano (el fallo de un indicador de nivel en la sala de control dio lugar a una vigilancia incorrecta de la evolución de este parámetro por parte del personal de operación). Principales actuaciones posteriores: sustitución del componente fallado; introducción de mejoras en los programas de formación referentes a la vigilancia del nivel del reactor durante maniobras especiales.

- El día 24 de marzo de 2002 se produjo parada automática del reactor *(scram)* durante el proceso de arranque tras la parada de recarga de combustible, por señal de bajo nivel de agua en el reactor, después de un transitorio que condujo, primero, a la apertura indeseada de las válvulas de derivación de turbina (*by-pass* de turbina), y, a consecuencia de esto, a una subida del nivel de agua del reactor, lo que produjo disparo automático de la única bomba de agua de alimentación en servicio y de la turbina, sin llegar a producir disparo del reactor por alto nivel de agua en el reactor. Causa: error humano (el origen del transitorio fue una manipulación errónea de unas tarjetas electrónicas, durante la ejecución de tareas de mantenimiento del sistema de control electrohidráulico). Principales actuaciones posteriores: comprobación de ausencia de malfunciones en el sistema de control electrohidráulico después del suceso y análisis de la experiencia obtenida del suceso para incorporarla al proceso de búsqueda de averías del sistema..

- El día 26 de marzo de 2002 se produjo parada automática del reactor *(scram)* durante el proceso de arranque tras la parada de recarga de combustible, por disparo del generador principal (debido a señal de baja excitación), y disparo de turbina subsiguiente. Causa: error humano (realización de maniobras indebidas durante trabajos en el circuito de limitación por baja excitación del generador principal). Principales actuaciones posteriores: se suspendieron las modificaciones del circuito de limitación mencionado hasta que el fabricante del generador dio instrucciones precisas sobre los ajustes a introducir.

- El día 27 de marzo de 2002 se produjo parada automática del reactor *(scram)* durante el proceso de arranque tras la parada de recarga de combustible, por desacoplamiento automático del generador principal (debido a actuación del relé de protección *bucholtz* de la fase "B" del transformador principal), con el subsiguiente disparo automático de turbina. Causa: fallo de equipo (defecto interno en la fase "B" del transformador principal). Principales actuaciones posteriores: comprobación de la actuación real del relé, debida a causas internas; obtención de muestras de gases y aceites para su análisis en laboratorios; traslado de la fase "B" del transformador principal a talleres del fabricante para la investigación del fallo.

- El día 28 de marzo de 2002 se produjo parada automática del reactor (scram) durante el proceso de arranque tras la parada de recarga de combustible, por señal de alto flujo neutrónico (rango de arranque). Causa: error de instalación (el punto del tarado que produjo la actuación automática estaba erróneamente establecido, debido a que la secuencia de procedimientos de calibración se realizó en una secuencia indebida; se desconocía hasta entonces que la secuencia de ejecución de los procedimientos de calibración podía conducir a una calibración errónea).

Principales actuaciones posteriores: modificar los procedimientos aplicables, para evitar que se ejecuten en una secuencia incorrecta.

Paradas no programadas:

- En el año 2002 no se produjo ninguna parada no programada adicional a las descritas en el apartado anterior.

Otros sucesos notificables:

- El día 27 de febrero de 2002, durante la parada de recarga de combustible, en las pruebas de fugas de las válvulas de aislamiento de vapor principal antes del mantenimiento, se obtuvieron caudales de fugas superiores a los establecidos en los límites de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Causa: problema del diseño de las válvulas previamente conocido, que afecta a varias centrales, y que ha dado lugar a la superación de este límite en otras ocasiones. Principales actuaciones posteriores: realización de un análisis de consecuencias radiológicas, para demostrar el cumplimiento de los criterios de dosis en accidentes contenidos en la normativa aplicable, pese a la superación del límite administrativo; en la próxima parada de recarga se implantarán algunas mejoras en el diseño de las válvulas, para intentar reducir el caudal de fugas.

- El día 19 de marzo de 2002, durante la parada de recarga de combustible, se produjo el aislamiento automático de la división I de emergencia, que llevó a la pérdida de la función de evacuación del calor residual durante 55 minutos. Causa: cortocircuito en la alimentación de una válvula, que dio lugar al aislamiento de toda la división de emergencia. Principales actuaciones posteriores: vigilancia de la temperatura del refrigerante del reactor, durante el periodo de pérdida de la evacuación del calor residual, comprobándose que apenas se modificó durante los 55 minutos; reparación del cable dañado y sustitución del interruptor magnetotérmico fallado.

- El día 23 de marzo de 2002, al final de la parada de recarga de combustible, se produjo señal espuria de bajo nivel de agua en el reactor en la división de emergencia I; a los 35 minutos, se produjo de nuevo la misma señal espuria en la división de emergencia II. Causa: ejecución de actividades de calibración en condiciones inapropiadas para ello (con el reactor a presión), con alto riesgo de generación de señal espuria de alto/bajo nivel de agua en el reactor. Principales actuaciones posteriores: comprobación de que las señales eran espurias y desactivación de las actuaciones automáticas generadas; modificación de los procedimientos aplicables, para indicar la necesidad de realizar las maniobras con el reactor a presión atmosférica.

- El día 25 de marzo de 2002, durante el proceso de arranque tras la parada de recarga de combustible, se produjo un incumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), por mantenerse inhibida (de forma inadvertida) la lógica de aislamiento del sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC), en condiciones de operación en que es requerida la activación de dicha lógica. Está actualmente pendiente de dictamen del CSN una propuesta de apercibimiento derivada de este incumplimiento. Causa: error humano en el control de la ejecución de los requisitos de las ETF. Principales actuaciones posteriores: activación inmediata de la lógica inhibida; análisis del suceso, para definir posibles acciones de mejora en los procesos de control administrativo; análisis de posibles modificaciones al procedimiento de arranque de la central.

- El día 29 de abril de 2002, durante el proceso de arranque tras una parada automática programada, se produjo disparo automático del generador, seguido de disparo automático de la turbina (sin disparo del reactor, porque la potencia era aún baja), por actuación del relé de protección por baja excitación del generador. Causa: error

de procedimiento (se estaban ejecutando pruebas en el circuito de limitación por baja excitación del generador en condiciones muy próximas a las de actuación del relé, ignorándose esta circunstancia). Principales actuaciones posteriores: provisionalmente, se ha establecido un límite de mínima tensión de generación, para evitar nuevas actuaciones no deseadas del relé; realización de un análisis para definir curvas de estabilidad y de actuación del relé en función de la tensión de generación (las curvas resultantes se reflejarán en el gráfico de potencias del generador, para advertir al personal de operación).

- El día 13 de mayo de 2002 se produjo un fallo al arranque del generador diesel de emergencia "A", durante la prueba de funcionamiento mensual requerida por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). El suceso fue notificado a requerimiento del CSN. Causa: problemas de mantenimiento (se encontró un contacto del relé de disparo mecánico 86M mal posicionado, debido, probablemente, a acumulación de suciedad). Principales actuaciones posteriores: comprobación de que no se vuelven a producir fallos de los contactos a posicionarse correctamente mediante ejecución de disparos sucesivos; orden de comprobación de dicho posicionamiento correcto tras cada actuación del relé 86M; solicitar información adicional al fabricante de los relés; estudiar la posibilidad de sustituir los relés por otros de diseño más robusto.

- El día 1 de junio de 2002, se produjo aislamiento automático del sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC), durante la calibración de un transmisor de caudal de vapor. Causa: error humano (durante la ejecución del procedimiento de calibración). Principales actuaciones posteriores: de forma inmediata, normalizar la situación, reponiendo el sistema RCIC a su estado normal y finalizando la calibración; insistir en aspectos asociados a "auto-verificación" en formación; reforzar la implantación de la doble verificación (por dos personas) en las tareas, siempre que sea posible; indicar en los procedimientos las situaciones operativas más delicadas, para reforzar las medidas de precaución por parte del ejecutor durante estas situaciones.

- El día 2 de junio de 2002, se produjo aislamiento automático del sistema de limpieza del agua del reactor (RWCU) y del sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC). Causa: fallo de la instrumentación de detección de fugas. Principales actuaciones posteriores: comprobación inmediata de que las actuaciones automáticas fueron correctas, según el diseño, y de que la señal de actuación fue espuria; sustitución del componente fallado.

- El día 8 de junio de 2002, se produjo aislamiento automático del sistema de limpieza del agua del reactor (RWCU) y del sistema de enfriamiento del núcleo aislado (RCIC). El suceso es prácticamente igual al que se produjo 6 días antes. Causa: fallo de la instrumentación de detección de fugas. Principales actuaciones posteriores: comprobación inmediata de que las actuaciones automáticas fueron correctas, según el diseño, y de que la señal de actuación fue espuria; sustitución de la tarjeta CPU de la instrumentación, según recomendación del fabricante y envío a dicho fabricante de la tarjeta fallada, para su estudio; mantener el equipo fallado en observación, preparando dispositivos de toma de datos, por si volvieran a producirse fallos; reforzar la formación del personal de mantenimiento sobre averías en este tipo de equipos.

- El día 6 de noviembre de 2002 se produjo aislamiento automático de la división de emergencia II, por señales espurias de alta radiación. Causa: fallo de una fuente de alimentación eléctrica. Principales actuaciones posteriores: comprobación inmediata de que las actuaciones automáticas fueron correctas, según el diseño, y de que

las señales de actuación fueron espurias; sustitución de la fuente de alimentación fallada.

- El día 18 de diciembre de 2002, al arrancar un compresor del sistema de mezcla de la atmósfera de la contención tras los trabajos de mantenimiento a potencia de dicho sistema, se produjo disparo automático del interruptor de alimentación a la barra eléctrica EB21-2, generándose señal de activación de uno de los canales de parada automática del reactor ("1/2 scram"), junto con varias actuaciones automáticas de sistemas de seguridad. Causa: fallo del componente de retardo del relé de protección por sobreintensidad del interruptor disparado. Principales actuaciones posteriores: comprobación de que el origen del fallo estuvo en los dispositivos de protección del interruptor disparado, y no en la parte asociada al compresor cuyo arranque originó el suceso; sustitución del relé de sobreintensidad fallado; ajustes y mejoras en la gama de mantenimiento aplicable al relé de protección que actuó incorrectamente.

Además de los sucesos notificables, en el año 2002 se produjeron dos sucesos significativos, que han sido objeto de inspección e informe al Congreso de los Diputados (junto con los sucesos notificables de la 13ª parada de recarga de combustible y posterior arranque) y que, por tanto, se considera necesario incluir en este informe.

- En el mes de febrero de 2002, se produjeron dos incumplimientos independientes de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y de las bases de diseño asociadas a la integridad de la contención secundaria: 1) con la obstrucción parcial e imposibilidad de cierre completo de las válvulas rompedoras de vacío del edificio de combustible, debidas al paso provisional de cables eléctricos por los huecos de dichas válvulas, se perdió tanto la capacidad de compensación de depresión como la de aislamiento, garantizadas mediante la operabilidad (apertura y cierre) de las válvulas; y 2) con la apertura de la puerta de acceso al edificio de combustible durante la ejecución de pruebas se perdió el aislamiento requerido del edificio. Las causas de estos sucesos son análisis deficiente de una modificación de diseño temporal y carencias en el conocimiento de los requisitos de seguridad asociados a la integridad de la contención secundaria por parte del personal de la central. Estos hechos han originado la propuesta de apertura del segundo expediente sancionador que se menciona en el apartado d). Como actuaciones correctoras, la central ha realizado una modificación de diseño para permitir el paso de cables desde el exterior al edificio de combustible sin interferir con las válvulas rompedoras de vacío. El CSN ha requerido, además, la consideración de otras acciones relacionadas con mejoras en procesos, formación del personal, documentación de licenciamiento e instrumentación de vigilancia.

- El 5 de marzo de 2002, durante la parada de recarga, se produjo el drenaje de gran cantidad de agua (más de 400 m^3), desde las piscinas superiores de la contención hasta la piscina de supresión, debido al alineamiento indebido de una válvula del sistema de evacuación del calor residual (RHR). De no llegar a producirse una respuesta rápida y eficaz del personal de operación, aislando la vía de drenaje inmediatamente, podría haberse producido el descubrimiento de equipos fuertemente contaminados (e incluso, de combustible irradiado) almacenados temporalmente en las piscinas superiores. El origen del suceso fue un error de un operario, que abrió y dejó abierta una válvula que, según el procedimiento aplicable y de acuerdo con una etiqueta de señalización, debía mantenerse cerrada. Como actuaciones correctoras, el titular implantará una modificación de diseño que permita el enclavamiento de la válvula en posición cerrada. Adicionalmente, el CSN requirió al titular que considere la conveniencia de analizar la posible ocurrencia de situaciones similares en otras

líneas, así como mejoras en aspectos asociados a factores humanos y formación del personal.

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.

Como consecuencia de los sucesos de la recarga arriba citados, se llevaron a cabo en la central nuclear de Cofrentes dos inspecciones por parte de la inspección residente y una inspección multidisciplinar, con inspectores de diversas áreas del CSN, y, posteriormente, se elaboró un informe de evaluación de los sucesos.

En paralelo con las actuaciones del CSN, la central nuclear de Cofrentes emprendió un programa de auto-evaluación, que finalizó en julio de 2002, y en el que se concluyó la necesidad de implantar mejoras en diversos campos. La implantación de estas mejoras ya ha comenzado, y está previsto que se prolongue durante 2003 y los tres primeros trimestres de 2004. En noviembre de 2002 se hizo una primera inspección de seguimiento de la implantación estas mejoras (citada en el apartado de inspecciones) y se continuará prestando una atención especial a este programa hasta su finalización. Están previstas inspecciones de seguimiento trimestrales y la elaboración de informes de avance cada dos meses, de los que ya se han realizado dos. También está previsto un plan especial de seguimiento de la recarga, que tendrá lugar en el próximo mes de septiembre de 2003. Con todas estas medidas se espera confirmar que se resuelven adecuadamente las deficiencias que dieron lugar a las incidencias reseñadas anteriormente y que son efectivos los cambios organizativos llevados a cabo.

1.1.2.6. Central nuclear Vandellós II

a) Actividades más importantes

Durante el año 2002, la central funcionó al 100% de potencia en condiciones estables, excepto por las reducciones de carga practicadas para realizar intervenciones de mantenimiento y para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas, desde el inicio del año hasta el día 11 de febrero, en que se comenzó el alargamiento del ciclo bajando la potencia del reactor para acomodarse a la fecha prevista para la parada programada por recarga de combustible, cuyo comienzo quedó fijado para el día 15 de marzo de 2002. La parada programada se prolongó hasta el 18 de abril de 2002, día en que se dio por finalizada. En el ciclo 13 subsiguiente a esta parada de recarga, se aumentó la potencia térmica del núcleo un 1.4% respecto del valor nominal hasta ese momento autorizado, por reducción de la incertidumbre en la determinación de la potencia térmica.

En la parada de recarga, se realizaron las actividades habituales de descarga de elementos combustibles, mantenimiento preventivo y correctivo, inspección de tubos de generador de vapor, pruebas de salvaguardias tecnológicas, pruebas de fugas de la contención y pruebas nucleares de arranque. Adicionalmente, a estas actividades se efectuó la sustitución del motor de una bomba del refrigerante del reactor para la revisión de los cinco ciclos y la inspección y mantenimiento de seis penetraciones de la tapa de la vasija del reactor, sin que se detectaran indicios de existencia de fugas en ninguna de ellas.

Durante el año 2002 se produjeron dos paradas automáticas del reactor y ninguna parada no programada. Además, tuvieron lugar ocho sucesos notificables, provocados por actuaciones de sistemas y equipos de seguridad, pérdidas de potencia exterior, anomalías y desviaciones.

El día 17 de octubre de 2002, se realizó el simulacro anual de emergencia interior, con el fin de evaluar la respuesta de la organización de emergencia de la central y la operatividad de los medios de emergencia de que dispone.

En el período del 2 al 14 de junio de 2002, tuvo lugar una huelga del personal con licencia de sala de control, sin que se produjese ninguna incidencia.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fue de 8.352 GWh, habiendo estado acoplada a la red 7.924 horas. El factor de carga ha sido del 87,7% y el factor de operación del 90,5%.

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

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2002 el CSN emitió informes para modificar los documentos oficiales siguientes: *autorización de explotación* para incorporar el aumento de potencia solicitado para el ciclo 13, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, (ETF) y el Reglamento de funcionamiento, así como los manuales de protección radiológica, de cálculo de dosis al exterior y de garantía de calidad:

A continuación se indican los informes emitidos por el CSN para las modificaciones de dichos documentos:

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 5 de abril de 2002, basada en el informe favorable del CSN de 4 de abril de 2002, autorizando el aumento de potencia del ciclo 13 y la operación de la central a una potencia de 2.940,6 MWt. Esta autorización comprendió la modificación de la condición 2.2 de la *autorización de explotación* para incluir el nuevo valor de la potencia térmica nominal, de la revisión 22 del *Estudio de seguridad* y de la revisión 41 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, (ETF).

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 17 de enero de 2002, basada en el informe favorable del CSN de fecha 13 de diciembre de 2001, autorizando la revisión 39 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. La revisión estuvo motivada por la necesidad de introducir cambios para adaptar las especificaciones al nuevo *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.*

- Resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 14 de marzo de 2002, 13 de agosto de 2002 y de 4 de noviembre de 2002, basadas en los informes favorables del CSN de 13 de marzo de 2002, 31 de julio de 2002 y 9 de octubre de 2002, autorizando las revisiones 40, 42 y 43 respectivamente, de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de noviembre del año 2002, basada en el informe favorable del CSN de 9 de octubre de 2002, autorizando la revisión 15 del Reglamento de funcionamiento. La revisión tuvo como finalidad la adaptación del documento a la Guía de Seguridad 1.13 del CSN y a cambios organizativos introducidos por el titular.

El CSN emitió las siguientes apreciaciones favorables e instrucciones técnicas complementarias:

- El CSN emitió, con fecha de 9 de octubre de 2002, la apreciación favorable de la edición de julio de 2002 del *Manual de garantía de calidad*, para adaptarlo a la estructura funcional de su organización.

- El CSN emitió, con fecha de 23 de enero de 2002, las apreciaciones favorables de la revisión 10 del *Manual de protección radiológica* y de la revisión 6 del *Manual de cálculo de dosis al exterior* para

adaptarlos al *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

- El CSN emitió informes sobre las propuestas de servicios mínimos correspondientes a las huelgas de personal con licencia de operación convocadas en el mes de junio (aprobado en su reunión de 22 de mayo de 2002).

- El CSN emitió, con fecha de 26 de septiembre de 2002, la instrucción técnica complementaria a la autorización de explotación relativa a modificaciones de diseño.

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 2002 se realizaron 30 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En estas inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en las autorizaciones de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas ó están en curso de corrección por el titular y todas ellas son objeto de seguimiento por el CSN. Los objetivos de las inspecciones se describen a continuación:

- Programa de garantía de calidad para el desarrollo, utilización, mantenimiento y modificación de las "aplicaciones informáticas" y su aplicación a la utilizada en la prueba de fugas integradas de la central nuclear Vandellós II.

- Implantación de nueva instrumentación sísmica de campo libre y documentación asociada (Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y Procedimientos).

- Revisión de los análisis con que la central nuclear Vandellós II soporta la subida de potencia (MAP) y la introducción de combustible tipo MAEF+IFM, así como la evaluación de seguridad correspondiente al ciclo 13 de operación.

- Gestión de residuos de media y baja actividad.

- Comprobación de las condiciones de operabilidad de las válvulas de aislamiento de vapor principal.

- Inspección de sistemas de instrumentación y control y válvulas motorizadas.

- Presenciar la prueba de fuga integrada de la contención.

- Comprobaciones de la inspección en servicio de la contención.

- Inspección de sistemas eléctricos durante la parada de la decimosegunda recarga

- Presenciar la pruebas de físicas arranque del ciclo 13.

- Protección radiológica operacional durante la decimosegunda recarga.

- Aplicación del *Programa de garantía de calidad* en relación con aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad, registros de calidad en soporte electrónico, actividades de la dirección de calidad, gestión de modificaciones de diseño.

- Seguimiento de los efluentes y verificación diversos aspectos de los cálculos de dosis.

- Inspección del nuevo sistema de vigilancia sísmica.

- Modificación del sistema de instrumentación de vigilancia sísmica.

- Revisión de las bases diseño del sistema de esenciales y mejoras de protección contraincendios.
- Inspección al mantenimiento en la decimosegunda recarga y al procedimiento PA-126. Funciones clave de seguridad en parada.
- Sistema de vigilancia del postensado (mantenimiento mecánico).
- Inspección en servicio. Modificaciones de diseño de equipos sometidos a inspección.
- Verificar el contraste entre las bases de datos de mantenimiento (SIGMAN) y las del Análisis Probabilista de Seguridad (APS).
- Instrumentación de *Caldon* para medición de caudal de agua de alimentación principal para su utilización en la determinación de la potencia térmica del núcleo.
- Proceso de gestión de modificaciones de diseño y tratamiento de condiciones degradadas y no conformes.
- Seguimiento de la vigilancia microsísmica en el emplazamiento.
- Inspección al proceso de vigilancia de aguas subterráneas.
- Comprobaciones sobre actividades del titular para el mantenimiento continuado del Plan de Emergencia Interior (PEI) y simulacro de emergencia desarrollado el 17 de octubre 2002.
- Inspección del programa de organización y factores humanos.
- Inspección de revisión de diseño de sala de control y sistema de vigilancia de sistemas de seguridad.
- Química y programa de erosión – corrosión.
- Inspección sobre calificación ambiental de equipos.
- Inspección al *Programa de vigilancia radiológica ambiental*.

d) **Apercibimientos y sanciones**

Durante el año 2002, el CSN no propuso la apertura de ningún expediente sancionador a la central nuclear Vandellós II, ni le realizó ningún apercibimiento.

e) **Sucesos**

Los sucesos notificables ocurridos se describen a continuación. Todos ellos han sido calificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas automáticas del reactor

Durante el año 2002 se produjeron dos paradas automáticas del reactor. A continuación se describen estos sucesos:

- El 5 de marzo de 2002, se produjo una parada automática del reactor, con disparo de turbina, estando la central funcionando al 86,4% de la potencia térmica nominal, durante el proceso de alargamiento de vida de ciclo para ajustarse a la fecha prevista de la parada de recarga de combustible. La parada del alternador se produjo a consecuencia de la actuación espuria de la protección térmica del transformador principal. Los sistemas de control y protección actuaron correctamente.

  Como acción correctora se sustituyó el módulo de control que provocó la actuación de la protección térmica origen del suceso. El titular tiene previsto realizar un cambio de diseño para evitar su repetición.

- El 15 de abril de 2002, se produjo una parada automática del reactor, durante la parada de

recarga, con la central en el modo 5 de operación, cuando se realizaba la prueba de comprobación de la instrumentación del panel de parada remota, se produjo de forma inesperada señal de desbloqueo de inyección de seguridad, y, consecuentemente, la apertura del interruptor de parada automática del reactor y la caída de los bancos de control y parada. La actuación de la inyección de seguridad no progresó debido a que ésta se encontraba en descargo durante la prueba.

La señal de desbloqueo de inyección de seguridad se produjo como consecuencia del fallo del conmutador de estado de la inyección de seguridad del panel de parada remota por un problema de diseño que posibilita la ocurrencia de esta situación durante su manipulación en la prueba mencionada.

Como acción correctora para evitar la repetición del suceso, el titular ha introducido una modificación en el procedimiento de prueba que permite realizarla con los bancos de control y parada insertados en el núcleo.

Paradas del reactor no programadas.
No se han producido.

Otros sucesos notificables

- El día 4 de enero de 2002, con la central en modo 1, operación a potencia, se produjo el arranque automático del tren A del sistema de agua de servicios esenciales y del sistema de limpieza de rejillas móviles por bajo nivel de agua en la cámara de entrada de agua de mar. El bajo nivel estuvo provocado por el fuerte oleaje, debido al fuerte temporal que se estaba desarrollando en la zona.

- El 6 de marzo de 2002, con la central en el modo 4 de operación, parada caliente, se produjo una anomalía de presión en los acumuladores de las válvulas de aislamiento de vapor principal tras a realización de las pruebas de vigilancia periódicas. Durante un período de cinco horas y media no se dispuso de la presión recomendada por el suministrador de los acumuladores que garantizaba el cierre de las válvulas citadas en caso de ser requeridas. El titular ha realizado una prueba funcional de estos equipos y ha validado un nuevo valor de presión mínima requerido para garantizar el cierre de estas válvulas. Este valor envuelve al valor de presión que produjo la anomalía operativa de las válvulas.

- El día 23 de marzo de 2002, con la central en situación de parada de recarga, se produjo una pérdida de suministro eléctrico exterior a la barra 7A eléctrica de emergencia. La causa del suceso fue la apertura inesperada del interruptor de acoplamiento durante una intervención de mantenimiento. El titular revisó los procedimientos de mantenimiento del interruptor para evitar la repetición del suceso.

- El día 7 de abril de 2002, con la central en situación de parada de recarga, al inicio de las pruebas de pérdida de suministro eléctrico exterior, se produjo el arranque automático del generador diesel A de emergencia sin acoplar a la barra de suministro eléctrico de emergencia 6A. La causa del suceso fue una malfunción del interruptor de acoplamiento del generador diesel esencial a la citada barra de emergencia. Tras las acciones inmediatas emprendidas para eliminar la causa del suceso, se procedió a la realización de la prueba mencionada.

- El día 8 de abril de 2002, con la central en situación de parada de recarga, durante la preparación de la prueba de actuación del sistema de inyección de seguridad, con pérdida de suministro eléctrico exterior, se produjo la actuación inesperada de la inyección de seguridad, debido a un error en la conexión de la instrumentación de prueba. La secuencia de actuación de los equipos de salvaguardias se desarrolló correcta-

mente. Tras la corrección de la causa se procedió a la realización de la prueba.

- El día 4 de junio de 2002, con la central en modo 1, operación a potencia, por variaciones en la red eléctrica exterior de 220 kV, se produjo señal de mínima tensión en la barra de suministro eléctrico de emergencia con arranque automático del generador diesel de emergencia asociado a dicha barra. A los 15 segundos de su arranque se produjo la parada automática de este generador diesel, por señal errónea de baja presión de aceite del motor. La señal de baja presión del aceite se debió a un error humano durante la intervención de mantenimiento. Como consecuencia de esta intervención el medidor de presión quedó aislado y sin alinear y, por tanto, sin capacidad de actuación. El titular ha procedido a modificar el procedimiento afectado de forma que se evite el aislamiento de estos instrumentos a consecuencia de operaciones de mantenimiento.

- El día 10 de julio de 2002, Westinghouse notificó, mediante carta, una deficiencia detectada en el cálculo de la cantidad mínima de *Fosfato Trisódico* necesario para mantener el pH entre (7 y 7,2) del agua del sumidero en caso de Accidente de Pérdida de Refrigerante (LOCA). (Según las bases de diseño y para las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), dicho pH deberá estar comprendido entre 7 y 7,2). Westinghouse, como consecuencia de la revisión, remitió una justificación de que el impacto de esta deficiencia era reducido y podía continuarse la operación hasta que se repusiera la cantidad necesario de fosfáto trisódico en la siguiente recarga, ya que el pH en el agua del sumidero en las condiciones más desfavorables, estaría comprendido entre (6.9 y 6.95).

  En el cálculo realizado por Westinghouse se considera necesario albergar una cantidad determinada para esta central en las cestas, de Fosfato Trisódico, (comercializado en forma anhidro o 12 H_2O), para garantizar un pH de 7, que se repondrá en la próxima parada de recarga.

  Se aprobó en el CSN la correspondiente especificación técnica para adecuarla a los nuevos valores.

- El 22 de agosto de 2002, con la central en el modo 1, operación a potencia, se produjo una pérdida de tensión en la barra 7A de suministro eléctrico de emergencia debido a la apertura del interruptor de distancia de la línea de 220 kV y a continuación del de acoplamiento del transformador de arranque a la barra. Subsiguientemente, se produjo el arranque del generador diesel de emergencia y la secuencia de actuación de equipos de salvaguardias. La causa del suceso fue la ocurrencia de descargas eléctricas de origen atmosférico ocurridas en la línea exterior. A los cuatro segundos se recuperó nuevamente la tensión en la barra 7A, y poco después se volvió a producir un defecto en la línea exterior de 220 kV con las mismas implicaciones: apertura de los interruptores mencionados, secuencia de actuación de equipos de salvaguardias, y recuperación de tensión en la barra de nuevo a los cuatro segundos. A solicitud del titular, Fecsa-Endesa ha realizado un análisis de faltas ocurridas en la línea y ha informado sobre la necesidad de dar más protección a la línea contra fenómenos eléctricos atmosféricos y sobre la realización de la inspección de posibles daños en la línea adicionalmente a su programa de mantenimiento.

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 comenzó el año 2002 funcionando de forma estable al 100% de potencia y se mantuvo

así durante todo el mes de enero, con la excepción del día 28 que se produjo una reducción de potencia programada para la realización de la prueba de válvulas de turbina.

En el mes de febrero la central funcionó de forma estable al 100% de potencia con la excepción de los días 24 y 25 de febrero, en que se produjo una pequeña reducción de potencia debido al fallo de un detector de potencia.

En los meses de marzo y abril la central funcionó de forma estable al 100% de potencia durante todo el mes.

En el mes de mayo la central estuvo en fase de alargamiento del ciclo de operación hasta el día 4 de mayo; desde este día hasta final de mes permaneció parada para realizar la decimocuarta recarga de combustible.

En el mes de junio la central permaneció en parada, para realizar la decimocuarta recarga de combustible, hasta el día 10 de junio de 2002.

Durante la recarga se llevaron a cabo las actividades propias de este periodo, resaltando, por su alcance, las modificaciones de diseño (MD) relativas a la incorporación de una nueva línea eléctrica exterior de 220 kV, denominada MAE. Se realizaron 46 modificaciones de diseño, 24 de no-seguridad, 16 ligadas al proyecto MAE, algunas de ellas de seguridad. Las actividades más relevantes, además de la mencionada MAE, son las relativas a la implantación de las modificaciones de diseño para hacer frente a accidentes severos, como la implantación de los recombinadores pasivos de hidrógeno en contención y las modificaciones para poder realizar la alimentación y extracción *(feed and bleed)* del secundario.

El día 10 de junio de 2002 se realizó el arranque de la planta alcanzando la criticidad a las 6:35 horas y acoplando a la red a las 15:55 horas. El resto del mes la planta ha funcionado a potencia, alcanzando el 100% aproximadamente el día 14 de junio.

En el mes de julio la central funcionó de forma estable al 100% de potencia con las excepciones de los días 8 de julio, en que se produjo una breve disminución de potencia hasta el 89% aproximadamente debido al fallo de un detector de potencia, y del día 30 de julio, que se produjo una breve disminución de potencia hasta el 95% aproximadamente, debido al fallo de la señal de posición de una válvula del sistema de agua de alimentación principal.

Durante este mes se procedió a la carga y almacenamiento del contenedor de combustible gastado DPT-2 y a iniciar la maniobra de carga del contenedor DPT-1 finalizadas en el mes siguiente.

En el mes de agosto la central funcionó de forma estable al 100% de potencia, con la excepción del día 7 de agosto, en que se produjo una breve disminución de potencia hasta el 89% aproximadamente debido al fallo de varios detectores de potencia.

El resto del año la central funcionó de forma estable al 100% de potencia; con la excepción del día 2 de septiembre, en que se produjo una disminución de potencia programada hasta el 60% aproximadamente, para realizar la prueba de válvulas de turbina, y el 25 de noviembre, en que se produjo una reducción de potencia para realizar la prueba de válvulas de turbina.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año 2002 fue de 8.352 GWh, habiendo estado acoplada a la red 7.876 horas. El factor de carga ha sido del 89,44% y el factor de operación del 89,9%.

El simulacro anual de Plan de Emergencia Interior se realizó el 21 de noviembre de 2002.

c) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, modificada por la disposición adicional primera de la ley 14/1999, el CSN emitió informes para las siguientes autorizaciones:

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 17 de enero de 2002, por la que se aprueba la revisión 8 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear de Trillo, que adapta las dosis al público debida a los efluentes al nuevo *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR) afectando al *Manual de cálculo de dosis al exterior*, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 12 de diciembre de 2001.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 10 de abril de 2002 por la que se aprueba la revisión 9 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear de Trillo, informada favorablemente por el CSN en su reunión de 20 de febrero de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de mayo de 2002 por la que se aprueba la revisión 10 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear de Trillo, en la que se incorporan cambios en la organización, apreciada favorablemente por el CSN en su reunión de 24 de abril de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002 por la que se aprueba la revisión 8 del Plan de Emergencia Interior, (PEI) de la central nuclear de Trillo, que incorpora cambios en la organización, informada favorablemente por el CSN en su reunión de 7 de mayo de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002, por la que se aprueba la revisión 11 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear de Trillo, asociada a las modificaciones de diseño 5093 y 5094 y a las propuestas PME-447 y PME-448, como consecuencia de la puesta en marcha del almacén de contenedores de combustible gastado, informada favorablemente por el CSN en su reunión de 7 de mayo de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002 por la que se autorizan las modificaciones de diseño MD-5093 y MD-5094, referentes a la puesta en marcha del almacén de contenedores de combustible gastado, informadas favorablemente por el CSN en su reunión de 7 de mayo de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 24 de junio de 2002 por la que se impone una condición adicional a la *autorización de explotación* de la central nuclear de Trillo, relativa a la *Regla de mantenimiento*, informada favorablemente por el CSN en su reunión de 5 de junio de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de julio de 2002 por la que se aprueba la revisión 12 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear de Trillo, en la que se incorporan cambios en la organización, informada favorablemente por el CSN en su reunión de 26 de junio de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de julio de 2002 por la que se autoriza la revisión 10 del *Reglamento de funcionamiento* de la central nuclear de Trillo, en la que se incorporan cambios en la organización,

informada favorablemente por el CSN en su reunión plenaria de 26 de junio de 2002.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de julio de 2002 por la que se aprueba la revisión 9 del Plan de Emergencia Interior (PEI) de la central nuclear de Trillo, informada favorablemente por el CSN en reunión de 26 de junio de 2002, en la que se incorporan modificaciones debidas a la nueva organización.

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

- Con fecha 23 de enero de 2002, el CSN apreció favorablemente la revisión 10 del *Manual de protección radiológica*. La revisión afecta a todo el Manual y tiene como finalidad adaptar el documento a las directrices del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

- Con fecha 5 de junio de 2002 el CSN acordó establecer instrucciones técnicas complementarias relacionadas con la aplicación de la Regla de Mantenimiento (RM).

- Con fecha 26 de septiembre de 2002 el CSN acordó modificar las instrucciones técnicas complementarias relativas a las condiciones 4.1 y 5.2 del Anexo a la Orden Ministerial de 17 de noviembre de 1999 del Ministerio de Industria y Energía por la que se prorroga la *Autorización de explotación* vigente de la central nuclear de Trillo, en lo que respecta al tratamiento de las modificaciones de diseño en centrales nucleares y a la aplicación de la Guía 1.11 sobre el asunto.

- Exención temporal del cumplimiento de la Especificación Técnica de Funcionamiento, (ETF) 4.8.3.2 sobre ventilación y aire acondicionado, autorizada por el CSN en su reunión de 24 de abril de 2002.

- Prórroga del plazo de exención temporal del cumplimiento de la Especificación Técnica de Funcionamiento 4.8.3.2 cuatro días más, sobre ventilación y aire acondicionado autorizada por el CSN en su reunión de 11 de mayo de 2002.

- Exención temporal del cumplimiento de la Especificación Técnica de Funcionamiento 4.4.4 sobre el subsistema de refrigeración de la piscina de combustible, autorizada por el CSN en su reunión de 20 de mayo de 2002.

c) Inspecciones

Durante el año 2002 se realizaron 33 inspecciones a la central nuclear de Trillo. Las desviaciones encontradas fueron corregidas o están en vía de resolución por el titular, siendo objeto de seguimiento por el CSN.

Los diferentes objetivos de las inspecciones realizadas en el año 2002 fueron los siguientes:

- Inspección sobre formación y reentrenamiento del personal.

- Inspección de experiencia operativa y nueva normativa.

- Inspección sobre la revisión de diseño de la sala de control y sobre las instrucciones complementarias relativas al ruido en las salas de generadores diesel.

- Inspección al Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).

- Inspección relativa al control de los efluentes radiactivos y comprobaciones detalladas del *Manual de cálculo de dosis al exterior* (MCDE).

- Inspección a la aplicación de la revisión general de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF).
- Inspección a las actividades relacionadas con la MD-1811 (compuerta de la piscina de combustible gastado, juntas y sistemas de inflado).
- Inspección relativa al programa y parámetros de química y erosión-corrosión.
- Inspección relativa a la alimentación y extracción, *feed and bleed*, del secundario e instalación de recombinadores pasivos de hidrógeno.
- Inspección de pruebas integrales del MAE (modificación de alimentación exterior) de la central nuclear de Trillo.
- Asistencia prueba de estanqueidad de la junta que separa la piscina de combustible gastado de la cavidad del reactor.
- Inspección sobre protección radiológica operacional en la decimocuarta recarga de combustible.
- Inspección al sistema eléctrico, modificaciones de diseño eléctricas en la 14ª recarga, resultados, pruebas a los generadores diesel y baterías, inoperabilidad del generador diesel GY-70.
- Inspección al área de operación.
- Inspección relativa al programa de seguridad física en la central.
- Inspección sobre sistemas de instrumentación y control y válvulas motorizadas en las actividades de la parada de recarga de 2002.
- Inspección calibración instrumentación meteorológica.
- Inspección del nuevo sistema de vigilancia sísmica. Modificación de diseño prevista.
- Inspección sobre el programa de vigilancia y control hidrogeológico.
- Inspección a la carga del contenedor de combustible gastado.
- Inspección en servicio en la 14ª parada para recarga: tubos generador vapor 10; revisiones 1 y 2 del *Manual de inspección en servicio*, MISI, (modificaciones de diseño) y manuales de pruebas de bombas y válvulas.
- Asistencia a prueba térmica funcional sobre el contenedor ENSA-DPT, unidad 1.
- Evaluación de los cálculos de ventilación, como consecuencia de las modificaciones asociadas al MAE (modificación de alimentación exterior).
- Inspección de temas relativos a la implantación del *Manual de accidentes severos.*
- Inspección a residuos de baja y media actividad.
- Inspección a la gestión de las modificaciones de diseño, MD.
- Programa de gestión de vida.
- Estudio sísmico independiente de planta, IPEE sísmico: comprobaciones documentales (informe final + informes de tarea) y *walkdown* (WD) de equipos y estructuras en central.
- Actividades de diseño de combustible.
- Inspección relativa al cumplimiento de la Regla de Mantenimiento (RM).
- Inspecciones y comprobaciones sobre actividades del titular para el mantenimiento continuado del Plan de Emergencia Interior (PEI) y simulacro de emergencia.

- Inspección sobre el mantenimiento y actualización de los Análisis Probabilista de Seguridad.

- Inspección relativa a temas de factores humanos y organización.

d) Apercibimientos y sanciones

Expediente sancionador a la central nuclear de Trillo, fecha 1 de julio de 2002 por incumplimiento del Reglamento de funcionamiento, de acuerdo con la propuesta de apertura acordada por el CSN en reunión plenaria de 20 de febrero de 2002.

El incumplimiento sancionado consistió en que en el diario de operación no figuraba la situación de inoperabilidad de una puerta y una barrera contraincendios, por lo que se incumplió la ETF 4.10.2.8, al superarse el tiempo permitido para la adopción de las acciones establecidas en caso de inoperabilidad de dichas barreras.

e) Sucesos

Los sucesos notificables ocurridos en la central nuclear de Trillo durante el año 2002, fueron todos ellos clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares INES. Los sucesos notificables fueron los siguientes:

Paradas automáticas no programadas

No se produjo ninguna parada automática no programada.

Paradas manuales no programadas

No se produjo ninguna parada manual no programada.

Otros sucesos notificables

- El 7 de mayo de 2002 se activaron señales de protección del reactor en las redundancias 1 y 3, por señal de baja tensión/frecuencia en barras de salvaguardia, debido a la pérdida de alimentación exterior de 400 kV, por actuación de la protección de bloque. Se produjo el arranque y acoplamiento de los generador diesel GY10/30, y la conexión de los componentes de la cadena de evacuación residual de acuerdo con la secuencia de cargas.

  Una vez normalizados las protecciones actuadas y los descargos de barras del parque de 400 kV, se recuperó la tensión en las barras normales.

  La alimentación alternativa de la central (132 kV) estaba fuera de servicio en el momento del suceso, debido a la modificación del suministro eléctrico de la central, lo cual fue un factor determinante para la ocurrencia del suceso.

  La causa última del suceso fue la activación inadvertida de la protección diferencial de barras debida a las actividades de Red Eléctrica, junto con el cierre local del interruptor de grupo, que provocaron la actuación de la protección de bloque que generó la pérdida de suministro eléctrico a la central.

- El 10 de mayo de 2002 se retrasó la puesta en tensión de los ventiladores del sistema de acondicionamiento de aire de la sala de control y ordenadores, respecto al plazo autorizado en la exención temporal de fecha 25 de abril de 2002.

  Para la implantación del proyecto MAE estaba previsto en el programa de recarga la desenergización de los sistemas de distribución eléctrica en los trenes 2 y 4 durante los estados de operación 4 y 5, para lo que se solicitó la exención del cumplimiento de la condición limite de operación 4.8.3.2, para el descargo simultáneo de los ventiladores citados.

  Esta exención fue concedida por cuatro días y expiraba el 10 de mayo de 2002, a las 22 horas y 24 minutos. Debido a las dificultades surgidas en la ejecución del MAE, se retrasó la puesta en tensión de los equipos objeto de la exención, superándose la fecha de exención, manteniéndose en todo momento vigentes las acciones impuestas por la exención.

Con fecha 11 de mayo de 2002 se pidió una prórroga a la exención por un período adicional de cuatro días, continuándose los trabajos para la recuperación de los trenes 2 y 4. Una vez terminado los trabajos en el tren 4, el 13 de mayo se declaró operable el ventilador saliendo de la exención.

La causa última del suceso ha sido el retraso en la modificación relativa a la implantación de la nueva línea de alimentación de 220 kV, lo que obligó a retrasar la puesta en tensión de los equipos objeto de la exención.

- El 24 de mayo de 2002 se activaron señales de protección del reactor en las redundancias 2 y 3 por señal de baja tensión/frecuencia en barras salvaguardia, debido a la pérdida de la línea exterior de 400 kV, por actuación de la protección diferencial de un transformador.

  Se produjo el arranque y posterior acoplamiento de los generadores diesel GY 20/30 y de los componentes de la cadena de evacuación de calor residual, de acuerdo con la secuencia de cargas. Una vez normalizados las protecciones actuadas y los descargos de barras del parque de 400 kV, se recuperó tensión en las barras normales.

  La alimentación alternativa de la central (132 kV) estaba fuera de servicio debido a la modificación del suministro eléctrico de la central, lo que fue un factor determinante para la ocurrencia del suceso.

  La causa de la actuación de la protección diferencial fue debida a un error humano al intervenir de forma indebida en la protección de sobreintensidad del interruptor del transformador citado.

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.

1.2. 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 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.

Durante el año entraron en la fábrica 246.475 kg de polvo de UO_2 y U_3O_8 y se expidieron los siguientes elementos combustibles con destino a varias centrales nucleares españolas y extranjeras: 414 del tipo de agua a presión, conteniendo

156.256 kg de uranio y 258 del tipo de agua en ebullición, conteniendo 45.670 kg de uranio. La cantidad total expedida fue inferior al límite autorizado de 400.000 kg de uranio. Adicionalmente se expidieron 821 kg de uranio en forma de residuo recuperable con destino a (BNFL) *British Nuclear Fuel L.* (Inglaterra), principalmente.

Continuó el desarrollo de los siguientes programas de largo plazo para la mejora de la seguridad nuclear y la protección radiológica:

- Automatización de las actividades que tienen asociado un mayor riesgo de exposición radiológica de los trabajadores.

- Actualización del *Estudio de criticidad* de la fábrica, estableciendo hipótesis conservadoras pero de mayor realismo en los modelos, aplicando la última versión del código Scale y considerando los últimos experimentos disponibles para validar los modelos, con la finalidad de mejorar la confianza en el margen de seguridad con el que se diseñan todos los procesos para el manejo de material nuclear.

En cuanto a las actividades más importantes que se realizaron son destacables las siguientes:

- Revisión de varios documentos oficiales de explotación para recoger la nueva organización de la fábrica implantada por el titular en noviembre de 2001.

- Modificación de los condicionados del permiso de explotación provisional y de la autorización de fabricación con el fin de adaptarlos al *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, e incorporar la experiencia operativa de la instalación. Con el fin de garantizar el mantenimiento y mejor cumplimiento de los requisitos de seguridad de la fábrica y tener en cuenta la normativa internacional específica de fábricas de combustible, se establecieron las instrucciones técnicas complementarias a los condicionados del permiso de explotación provisional y de la autorización de fabricación.

- Realización del simulacro de emergencia interior el 3 de octubre de 2002, con presencia de un inspector del CSN y seguimiento de su completo desarrollo desde la Sala de emergencias (Salem) del CSN, que fue activada. Los objetivos del simulacro fueron comprobar la preparación del titular para hacer frente a una emergencia y la efectividad del *Plan de emergencia interior* de la fábrica. Para realizar el simulacro se simuló un incendio en el área de rectificado de la línea de gadolinio como consecuencia de un fallo mecánico en la rectificadora que provoca la combustión del aceite contenido en la máquina.

b) Autorizaciones concedidas

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

- El 8 de febrero de 2002 la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 18 de las Especificaciones técnicas de funcionamiento para su adaptación al *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 17 de enero de 2002.

- El 3 de mayo de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución por la que se modifican los condicionados del permiso de explotación provisional y de la autorización de fabricación, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 4 de abril de 2002. En dicha modificación se incluía la reducción de la capacidad máxima de producción de 500 a 400 Tn/año, que había sido solicitada por el titular de la fábrica.

- El 2 de agosto de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación del almacén de material nuclear recuperable de la línea de gadolinio y la revisión 15 del *Estudio de seguridad*, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 11 de julio de 2002.

- El 21 de octubre de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 19 de las *Especificaciones de funcionamiento* para incorporar cambios en algunos filtros del sistema de ventilación, en los modos de operación y en presencia del personal con licencia, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 3 de octubre de 2002.

- El 5 de diciembre de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 14 del *Reglamento de funcionamiento*, para incorporar la nueva organización de la fábrica, adaptarlo a la guía de seguridad GS-1.13 y mejorar la función del supervisor de servicio, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 31 de octubre de 2002.

- El 5 de diciembre de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 11 del *Plan de emergencia interior*, para incorporar la nueva organización de la fábrica, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 31 de octubre de 2002.

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

- El 15 de julio de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear emitió la apreciación favorable de la revisión 0 del *Plan de gestión de residuos radiactivos*, para su adaptación al *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*.

- El 27 de septiembre de 2002, el Consejo emitió la apreciación favorable de la revisión 11 del *Manual de protección radiológica*, para su adaptación al *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.

- El 7 de noviembre de 2002, el Consejo emitió la apreciación favorable de la revisión 1 del *Manual de gestión de calidad,* para incorporar la nueva organización de la fábrica y adaptarlo a la norma UNE-EN-ISO 9001:2000.

- El 17 de mayo de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear emitió las instrucciones técnicas complementarias asociadas a los condicionados del Permiso de explotación provisional y de la autorización de fabricación que fueron modificados por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de mayo de 2002.

- El 13 de febrero de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear autorizó la exención temporal del *Manual de gestión de calidad* para incorporar la nueva organización de la fábrica.

- El 4 de marzo de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la exención temporal del *Reglamento de funcionamiento* y del Plan de emergencia por la nueva organización de la fábrica, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 13 de febrero de 2002.

- El 14 de marzo de 2002 la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la exención temporal de la realización de los requisitos de vigilancia 7.1.4.3 y 7.2.4.4 de las Especificaciones técnicas de funcionamiento, sobre cambio de filtros de los extractores del sistema de ventilación, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 28 de febrero de 2002.

- El 5 de agosto de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear autorizó la exención temporal del cumplimiento de la especificación técnica de funcionamiento 5.8, sobre operabilidad de elementos resistentes al fuego.

c) Inspecciones

Durante el año 2002 se realizaron 14 inspecciones para comprobar la seguridad de la instalación en las siguientes áreas funcionales:

- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Protección contra incendios y explosiones.
- Organización y controles de la dirección.
- Protección del público: control de efluentes líquidos y gaseosos.
- Gestión de residuos radiactivos.
- Preparación y embalaje de materiales nucleares.
- Formación y entrenamiento del personal.
- Garantía de calidad de la operación y combustible fabricado.
- Preparación para emergencias.
- Vigilancia de las aguas subterráneas.
- Experiencia operativa y nuevos requisitos.
- Sistema de ventilación.
- Sistemas eléctricos y de alarma de criticidad.

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 2002 no se produjo ningún apercibimiento ni sanción al titular en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

e) Sucesos

Durante el año 2002 no hubo sucesos destacables, entendiendo por tales los que tienen relevancia para la seguridad o repercusión social.

Dosimetría personal

En el año 2002 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 423. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 43 mSv.persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,50 mSv/año, lo que supone un porcentaje del 1% 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 117 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y a 231 personas mediante análisis de excretas. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Efluentes

En la tabla 1.13 se muestran los datos de actividad de los efluentes líquidos y gaseosos emitidos durante el año 2002. 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 2002 no es significativo, representando dichos valores una pequeña fracción de los límites autorizados.

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

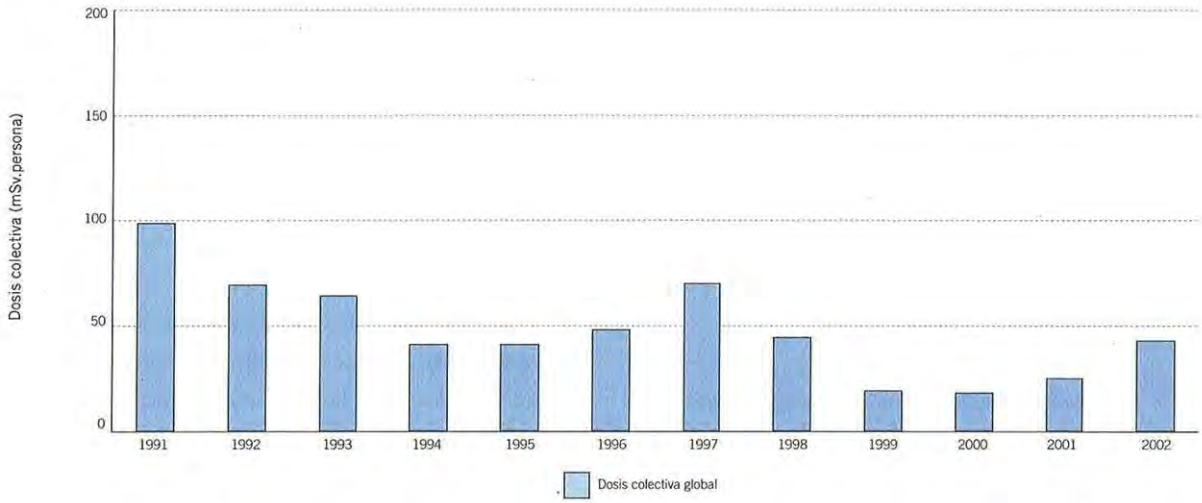


Tabla 1.13. Emisión de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente. Juzbado 2002

Efluentes	Actividad alfa total (MBq)	Máxima concentración (kBq/m^3)
Líquidos	20,60	21,95
Límite	12.000	222
Gaseosos	0,050	–
Límite	192	–

Vigilancia radiológica ambiental

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 2001, 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 550 muestras y se realizaron del orden de 700 análisis.

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

Tabla 1.14. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Juzbado 2001

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m^3)	$1.14\ 10^{-4}$	308/310	$1,06\ 10^{-5}$
Alfa total	($7,59\ 10^{-6}$ - $4,63\ 10^{-4}$)		
Espectrometría alfa			
U-234	$6\ 70^{-7}$	6/6	$9,00\ 10^{-8}$
	($5,40\ 10^{-7}$ - $1,00\ 10^{-6}$)		
U-235	$6,00\ 10^{-8}$	3/6	$4,00\ 10^{-8}$
	($5,00\ 10^{-8}$ - $7,00\ 10^{-8}$)		
U-238	$5,10\ 10^{-7}$	6/6	$9,00\ 10^{-7}$
	($4,00\ 10^{-7}$ - $8.90\ 10^{-7}$)		
TLD	1,33	80/80	–
(mSv/año)	($9,84\ 10^{-1}$ - $1,95\ 10^{0}$)		

Tabla 1.15. Resultados PVRA. Leche (Bq/m^3). Juzbado 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	$1,35\ 10^{3}$	1/12	$1,27\ 10^{3}$
	($1,35\ 10^{3}$ - $1,35\ 10^{3}$)		
Espectrometría alfa			
U-234	$5,67\ 10^{1}$	12/12	$8,95\ 10^{0}$
	($1,10\ 10^{1}$ - $2,70\ 10^{2}$)		
U-235	$6,42\ 10^{0}$	4/12	$4,13\ 10^{0}$
	($4,00\ 10^{0}$ - $9,70\ 10^{0}$)		
U-238	$2,36\ 10^{1}$	8/12	$8,72\ 10^{0}$
	($7,20\ 10^{0}$ - $4,60\ 10^{1}$)		

Tabla 1.16. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m^3). Juzbado 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	$4,43\ 10^{1}$	8/12	$2,72\ 10^{1}$
	($2,32\ 10^{1}$ - $6,15\ 10^{1}$)		
Beta total	$1,07\ 10^{2}$	9/12	$7,67\ 10^{1}$
	($7,62\ 10^{1}$ - $1,43\ 10^{2}$)		
Beta resto	< LID	0/12	$7,67\ 10^{1}$
Espectrometría alfa			
U-234	$3,60\ 10^{0}$	2/2	$1,13\ 10^{0}$
	($3,00\ 10^{0}$ - $4,20\ 10^{0}$)		
U-235	< LID	0/2	$5,17\ 10^{-1}$
U-238	$1,90\ 10^{0}$	2/2	$8,85\ 10^{-1}$
	($1,90\ 10^{0}$ - $1,90\ 10^{0}$)		

Tabla 1.17. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Juzbado 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	$4{,}31\ 10^{2}$ ($2{,}30\ 10^{2}$ - $6{,}31\ 10^{2}$)	8/8	$9{,}01\ 10^{1}$
Espectrometría alfa			
U-234	$1{,}88\ 10^{1}$ ($6{,}70\ 10^{0}$ - $3{,}00\ 10^{1}$)	8/8	$5{,}56\ 10^{-1}$
U-235	$9{,}11\ 10^{-1}$ ($5{,}00\ 10^{-1}$ - $1{,}70\ 10^{0}$)	8/8	$2{,}63\ 10^{-1}$
U-238	$1{,}81\ 10^{1}$ ($6{,}10\ 10^{0}$ - $3{,}00\ 10^{1}$)	8/8	$5{,}43\ 10^{-1}$

Tabla 1.18. Bultos de residuos radiactivos generados en el año 2002 en la fábrica de Juzbado

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
Fábrica de Juzbado	16,50	207	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 2002

	Bidones generados (1)	Bidones reacondicionados (1)	Bidones evacuados (1)	Bidones almacenados (1)	Capacidad almacenes (2)	Ocupación almacenes (2)
Fábrica de Juzbado	3.035	838	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.

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 periodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

1.2.2. Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

Resumen de las actividades más destacables

En el año 2002, 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.

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, no habiéndose producido ninguna incidencia.

En el año 2002, en la instalación se recepcionaron 5.400 bultos de residuos radiactivos de media y baja actividad: 5.230 procedentes de centrales nucleares (66 bultos procedían de Studsvik-Suecia con residuos secundarios generados tras la incineración de residuos compactables y residuos rechazados para su incineración), 162 de instalaciones radiactivas y 8 procedentes de Acerinox. Asimismo, se recepcionaron 2.260 unidades de contención, igualmente con residuos radiactivos, de las cuales 1.354 procedían de instalaciones radiactivas, 20 de instalaciones nucleares y 886 de instalaciones no reguladas (247 de Acerinox y 639 de Siderúrgica Sevillana).

Durante el año 2002 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 periodo 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 recepcionaron 30 muestras de residuo sin acondicionar procedente de centrales 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 2002 finalizaron las operaciones de cierre de la celda N-11 y se realizaron las operaciones de cierre de la celda N-03. De las comprobaciones efectuadas en inspección realizada a las operaciones de cierre de la celda N-11 se constató que las mismas se realizaron sin ninguna incidencia digna de mención. A 31 de diciembre de 2002 el número de celdas llenas era de 12, encontrándose todas ellas cerradas.

En la instalación se encuentran implantados varios programas cuyos objetivos son:

- Garantizar los criterios 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.

Autorizaciones

En febrero de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear requirió a Enresa la necesidad de disponer de un edificio para el almacenamiento temporal de los residuos radiactivos generados en el incidente de Acerinox. En tanto se disponga del mismo, el Consejo de Seguridad Nuclear estableció acciones a llevar a cabo en el almacenamiento temporal de

la zona norte de la plataforma sur, con el objeto de prevenir y mitigar posibles riesgos radiológicos.

En junio de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la solicitud presentada por Enresa relativa a la modificación de la Especificación técnica de funcionamiento 4.19 y del estudio de seguridad, aplicable a la operación de los módulos de almacenamiento temporal.

En septiembre de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la solicitud presentada por Enresa para la instalación, por parte del Instituto Geográfico Nacional, de una estación sísmica digital en la Mina Beta de Sierra Albarrana (El Cabril) estableciendo límites y condiciones para el uso de la mencionada mina.

En noviembre de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la revisión 4 del *Manual de protección radiológica* de la instalación.

Inspecciones

En el año 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó siete inspecciones a diferentes actividades efectuadas en la instalación. El objetivo de éstas fue el siguiente:

- Verificación de las actividades y estudios efectuados para la aceptación de los bultos de residuos generados y acondicionados por la central nuclear José Cabrera.
- Comprobación del cumplimiento de las especificaciones técnicas de funcionamiento del sistema de incineración de residuos y la gestión de los almacenamientos temporales de los contenedores ISO.
- Inspección de la nueva instrumentación del sistema de vigilancia sísmica y de los procedimientos y Especificaciones técnicas asociados al sistema.
- Seguimiento del *Programa de garantía de calidad* aplicado en la instalación.
- Comprobaciones sobre la ejecución de las operaciones de cierre de la celda N-11 e inspección a las celdas de la plataforma sur previstas para el almacenamiento temporal de los contenedores ISO.
- Seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes radiactivos generados y de las dosis debidas a dichos efluentes.
- Comprobación de las medidas de protección radiológica operacional implantadas en la instalación.

El resultado de las inspecciones puso de manifiesto que, en los aspectos inspeccionados, el funcionamiento de la instalación se llevó a cabo de acuerdo con lo establecido en la legislación vigente así como con los límites y condiciones establecidos en la autorización de la instalación.

Sucesos

Durante el año 2002 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.

Hay que hacer notar que por acciones de protesta emprendidas por grupos de personas a la entrada de la instalación, por causas ajenas a la misma, en la segunda semana de octubre de 2002 se suspendieron los transportes previstos al centro de almacenamiento El Cabril, viéndose por ello afectadas las actividades que se desarrollan en la instalación. La situación se normalizó a partir de la segunda semana de diciembre de 2002.

Mejora de la seguridad

La autorización de explotación concedida en el año 2001, dispone la necesidad de que el titular debe medir la eficacia de las prácticas de vigilancia, control e inspección que se realizan en la ins-

talación frente a objetivos previamente fijados, de manera que se asegure que las estructuras, sistemas y componentes que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica durante la operación de la instalación y en el largo plazo, son capaces de cumplir la función prevista y su comportamiento se ajusta a lo especificado en las bases de diseño. Mediante las instrucciones complementarias el Consejo de Seguridad Nuclear estableció que a finales del año 2002 Enresa debía poner en vigor un documento que recoja los planes y programas de vigilancia, control e inspección de la instalación que incluirán los siguientes aspectos:

- La identificación y los requisitos exigibles a las estructuras, sistemas y componentes que son objeto de vigilancia, control e inspección de acuerdo a su importancia para la seguridad y la protección radiológica.

- Los criterios de aceptación de los diferentes parámetros que son objeto de vigilancia, control e inspección.

- La periodicidad establecida para realizar la vigilancia, control e inspección indicando los criterios que se han seguido para su determinación.

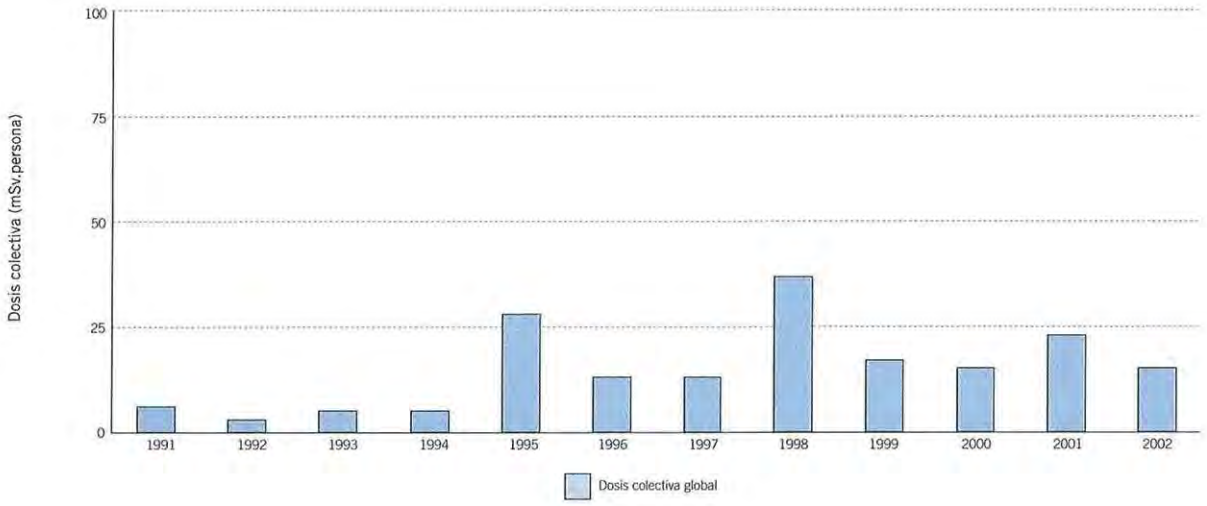
- La organización y responsabilidades establecidas para llevar a cabo la vigilancia, control e inspección y para realizar el posterior análisis y evaluación de los resultados obtenidos.

- El manual de procedimientos aplicables en el proceso.

Dosimetría personal

En el año 2002, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 252. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 15 mSv.persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,33 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,67% 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.

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



En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 141 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Efluentes

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

En la tabla 1.20 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos gaseosos de El Cabril durante el año 2002. Estos vertidos no representaron ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

Vigilancia radiológica ambiental

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

Tabla 1.20. Emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente. El Cabril. Año 2002

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Actividad beta total (Bq)	Actividad gamma (Bq)	Actividad Tritio (Bq)
Gaseosos	$4{,}18\ 10^{3}$	$8{,}21\ 10^{4}$	LID	$8{,}95\ 10^{9}$

Tabla 1.21. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. El Cabril año 2001

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Aire			
(Bq/m^3)			
Beta total	$5{,}35\ 10^{-4}$ ($3{,}68\ 10^{-5}$ - $1{,}46\ 10^{-3}$)	311/312	$3{,}25\ 10^{-5}$
Sr-90	$7{,}60\ 10^{-6}$ ($7{,}29\ 10^{-6}$ - $7{,}80\ 10^{-6}$)	3/18	$5{,}60\ 10^{-6}$
H-3	$2{,}97\ 10^{-3}$ ($3{,}67\ 10^{-4}$ - $8{,}78\ 10^{-3}$)	15/18	$7{,}62\ 10^{-4}$
C-14	$1{,}38\ 10^{-1}$ ($5{,}94\ 10^{-2}$ - $2{,}65\ 10^{-1}$)	16/18	$6{,}72\ 10^{-3}$
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/18	$3{,}86\ 10^{-5}$
Cs-137	< LID	0/18	$2{,}74\ 10^{-5}$
TLD (mSv/año)	$1{,}35\ 10^{0}$ ($9{,}28\ 10^{-1}$ - $2{,}95\ 10^{0}$)	127/127	-

Tabla 1.22. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). El Cabril año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	5,09 10^{0} (1,94 10^{0} - 9,30 10^{0})	14/14	5,38 10^{-1}
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	4,91 10^{-1}
Cs-137	6,13 10^{0} (7,32 10^{-1} - 1,89 10^{1})	14/14	5,14 10^{-1}

realizados por la instalación en el año 2001, 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 675 muestras y se obtuvieron del orden de 1.300 datos.

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 periodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

1.2.3. Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

Resumen de las actividades más destacables

Pueden destacarse las siguientes actividades:

La instalación, desde enero de 2001, se encuentra en situación de parada de las actividades mineras productivas.

Durante el año 2002 las actividades de la planta Quercus se centraron en la fabricación de concentrados de uranio a partir del tratamiento de 292.927 m^3 de aguas de corta, en el tratamiento y acondicionamiento de efluentes líquidos y en el agotamiento de la era de lixiviación estática, de cara a su desmantelamiento y clausura.

En el año 2002 no se trataron pulpas procedentes de Wismut ya que no se renovó el contrato suscrito entre Enusa y NFC (Nuclear Fuels Corporation). Por ello, tampoco se tratarán más pulpas en el futuro. Esto llevó a Enusa a tomar la decisión de interrumpir la producción de concentrados de uranio. Por este motivo, en septiembre se paró la sección de cambio de ión de la planta de tratamiento de aguas de corta, con lo que las aguas de corta pasan directamente a las etapas de acondicionamiento de efluentes líquidos (neutralización y

separación sólido - líquido), para su vertido a los cauces públicos.

Se procedió a la eliminación del circulante existente en las secciones de clarificación, extracción, reextracción, precipitación, secado y envasado. Estas secciones después de su limpieza quedan fuera de operación de forma definitiva.

Enusa decidió finalizar las actividades de producción residual de concentrados de uranio a partir del 1 de enero de 2003, teniendo en cuenta criterios técnicos, económicos, administrativos y de mercado y el 20 de diciembre solicitó a la Dirección General de Política Energética y Minas la declaración de cese definitivo de la explotación de la fábrica de concentrados de uranio Planta Quercus.

La producción de concentrados de uranio en el año 2002 fue de 43.978,5 kg de U_3O_8, muy por debajo de los 175.000 kg autorizados.

El inventario de existencias de concentrados en la instalación a 31 de diciembre de 2002 fue de cero kg de U_3O_8 ya que a lo largo del año se realizaron seis envíos de concentrados de uranio a BNFL (British Nuclear Fuel L. del Reino Unido) hasta eliminar totalmente las existencias de concentrados de uranio en la instalación.

Autorizaciones

- El 25 de enero de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la modificación de los límites y condiciones de la autorización de puesta en marcha de la planta Quercus de reducción de la capacidad de producción máxima autorizada a 175 toneladas de U_3O_8 anuales en lugar de las 950 toneladas de U_3O_8 anuales que recogía la autorización.

- El 13 de febrero de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la modificación de los límites y condiciones de la autorización de puesta en marcha como consecuencia de la parada definitiva de las secciones de trituración, parque de minerales y clasificación de la instalación, junto con la revisión 4 del *Estudio de seguridad* y la revisión 3 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

- El 26 de abril de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la revisión 4 del *Plan de emergencia*.

- El 3 de mayo de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución concediendo una prórroga por tres meses de exención del cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 6.3 y 6.6 del sistema contra incendios. La puesta en servicio se realizó el 5 de julio de 2002 quedando sin aplicación la exención del cumplimiento de ambas especificaciones.

- El 10 de mayo de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la revisión 4 del *Manual de protección radiológica* de la planta, revisado para adaptarlo al nuevo *Reglamento de protección radiológica contra radiaciones ionizantes*.

- El 14 de mayo de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la revisión 5 del *Reglamento de funcionamiento*.

- El 4 de septiembre de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la revisión 4 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Inspecciones

Se realizaron dos inspecciones.

En la Planta Quercus las inspecciones se llevaron a cabo sobre el seguimiento general de las actividades de la planta y de los documentos de explotación.

Sucesos

Durante el año 2002 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.

Apercibimientos y sanciones

Ninguno.

Dosimetría personal

En 2002, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio fueron 79. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 5 mSv. persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,34 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,69% 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.

Efluentes

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 2002. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

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 6.5 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.

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

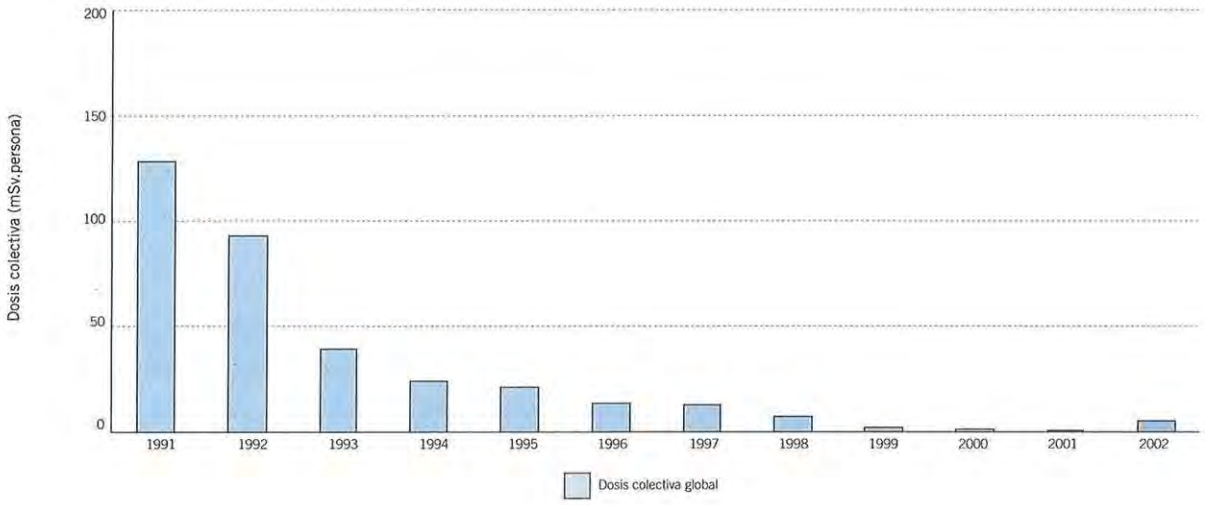


Tabla 1.23. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2002

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	2,84 10^{-2}	0,18
Límite	1,64	3,75

Tabla 1.24. Emisión de efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2002

Efluentes	Actividad total (MBq)	Concentración media anual de polvo de mineral (mg/m^3)	Conconetración media anual de polvo concentrado (mg/m^3)	
			Zona de secado	Zona de envasado
Gaseosos	28,41	3,14	0,002	0,015
Límites	–	15	5	5

Tabla 1.25. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Planta Quercus. Año 2001

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m^3)	9,06 10^{-5}	311/311	7,90 10^{-6}
Alfa total	(9,42 10^{6} - 2,75 10^{-4})		
Ra-226	5,08 10^{-6}	17/24	2,56 10^{-6}
	(1,63 10^{-6} - 9,41 10^{-6})		
Pb-210	4,87 10^{-4}	24/24	5,51 10^{-6}
	(2,03 10^{-4} - 9,24 10^{-4})		
Uranio total	2,74 10^{-5}	15/24	7,38 10^{-6}
	(7,46 10^{-6} - 5,72 10^{-5})		
Th-230	3,25 10^{-5}	24/24	5,84 10^{-6}
	(1,17 10^{-5} - 5,23 10^{-5})		
TLD	1,56 10^{0}	88/88	
mSv/año	(0,95 10^{0} - 2,23 10^{0})		

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2001, 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 obtuvieron del orden de 1.500 datos.

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 concentra-

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

Los resultados obtenidos fueron similares a los de periodos 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.

Tabla 1.26. Resultados PVRA. Leche (Bq/m^3). Planta Quercus. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/3	$1{,}19\ 10^3$
Uranio total	$1{,}30\ 10^1$ ($1{,}30\ 10^1$ - $1{,}30\ 10^1$)	1/3	$1{,}09\ 10^1$
Ra-226	< LID	0/3	$6{,}42\ 10^2$
Pb-210	< LID	0/3	$4{,}10\ 10^2$
Th-230	< LID	0/3	$3{,}28\ 10^3$

Tabla 1.27. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m^3). Planta Quercus. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	$2{,}31\ 10^2$ ($5{,}08\ 10^1$ - $5{,}53\ 10^2$)	9/12	$4{,}77\ 10^1$
Ra-226	$1{,}11\ 10^1$ ($5{,}65\ 10^0$ - $2{,}15\ 10^1$)	11/12	$3{,}15\ 10^0$
Pb-210	$7{,}65\ 10^1$ ($1{,}20\ 10^1$ - $1{,}67\ 10^2$)	12/12	$6{,}84\ 10^0$
Uranio total	$9{,}35\ 10^1$ ($1{,}68\ 10^1$ - $2{,}09\ 10^2$)	10/12	$1{,}35\ 10^1$
Th-230	$2{,}34\ 10^1$ ($1{,}14\ 10^1$ - $4{,}20\ 10^1$)	12/12	$4{,}49\ 10^0$

Tabla 1.28. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Planta Quercus. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,01 10^2 (8,32 10^1 - 1,53 10^3)	44/44	1,15 10^2
Uranio total	7,43 10^1 (9,82 10^0 - 4,92 10^2)	44/44	8,39 10^0
Ra-226	5,86 10^1 (1,59 10^1 - 1,76 10^2)	38/44	2,63 10^1
Pb-210	5,54 10^1 (1,07 10^1 - 1,37 10^2)	42/44	9,63 10^0
Th-230	2,98 10^2 (2,98 10^2 - 2,98 10^2)	1/44	1,12 10^2

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.

Resumen de las actuaciones más destacables

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 junio de 2001 el Consejo apreció favorablemente la revisión 1 del Plan director para la ejecución del Pimic presentado por el titular. En 2002 se apreció favorablemente la revisión 2 de este documento. También se apreció favorablemente los criterios radiológicos a aplicar en el Pimic.

El Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente al Ministerio de Medio Ambiente sobre la *Memoria resumen del estudio de impacto ambiental del proyecto de desmantelamiento* de diversas instalaciones del Ciemat

El titular presentó ante la Dirección General de Política Energética y Minas solicitud de autorización de desmantelamiento de las instalaciones paradas y en fase de clausura. Se está evaluando la documentación presentada en apoyo de la solicitud.

Durante 2002, el Ciemat continuó la caracterización radiológica del centro. De las 27 parcelas en las que ha divido el emplazamiento para tal efecto, continuó las actuaciones en las parcelas U, J, T y

W y finalizó la rehabilitación de las zonas O, R, Q, Z, A, B y D. El Consejo apreció favorablemente el reinicio de las actividades de desmantelamiento de la instalación nuclear IN-03, planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación.

Con el fin de disminuir el agua almacenada en la instalación IN-01, reactor experimental JEN-1, no se está reponiendo el agua evaporada de la piscina del reactor. Se realiza un control diario de los niveles de radiación de la superficie de la piscina, además de las operaciones habituales de control y mantenimiento.

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

El resto de las instalaciones radiactivas no operativas, incluidas en el *proyecto Pimic*, (IN-03, citada anteriormente, 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.

En las instalaciones operativas se desarrollaron las actividades 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 582 cabezales de pararrayos y se desmontaron 446, que dieron lugar a 1.269 fuentes de am-241. En esta misma instalación continuó la campaña específica de desmontaje de detectores de humo.

Autorizaciones

- Por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de marzo de 2002, y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizó la exención temporal de una especificación de funcionamiento de la instalación IR-17, acondicionamiento de residuos sólidos radiactivos.

- Por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de mayo y de 5 de diciembre de 2002 y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizaron las nuevas instalaciones radiactivas IR-31, laboratorio de dosimetría de las radiaciones e IR-30, laboratorio de separación de radionucleidos de vida larga, respectivamente.

- Por resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de mayo y de 26 de diciembre de 2002 y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se autorizaron sendas modificaciones de los límites y condiciones de funcionamiento de la instalación IR-03, laboratorios de protección radiológica.

El Ministerio de Medio Ambiente comunicó al Ciemat las alegaciones presentadas por las entidades consultadas sobre la *Memoria resumen del estudio de impacto ambiental del proyecto de desmantelamiento* de diversas instalaciones del Ciemat, para que sean tenidas en cuenta en el preceptivo estudio de impacto ambiental para el *Pimic*.

Sucesos reseñables

No se produjo ningún suceso de especial relevancia.

Inspecciones

Se realizaron cuatro inspecciones a las instalaciones que se encuentran paradas, y 12 a las del grupo que estaban operativas.

Se llevaron a cabo dos inspecciones sobre las actividades realizadas en el *Pimic*, en una de ellas estuvo presente un inspector de la Dirección Regional de Industria, Medio Ambiente e Investigación de Orleans, en virtud de compromisos de colaboración contraídos anteriormente.

También se realizaron dos inspecciones sobre el *Plan de vigilancia radiológica ambiental* y sobre los sistemas de protección contra incendios.

En ninguna de ellas se apreciaron desviaciones significativas con los programas establecidos. Mediante escrito de la Dirección Técnica de Protección Radiológica se comunicó al Ciemat algunas recomendaciones y ciertos aspectos que debían ser completados relativos a la protección contra incendios.

Asimismo, se realizaron dos inspecciones como consecuencia de las denuncias presentadas sobre la contaminación detectada en la parcela U y sobre un accidente laboral. No se apreciaron anomalías significativas y se enviaron los correspondientes escritos de respuesta.

Programa de mejora de la seguridad

Está pendiente por parte del Ciemat hacer una revisión del plan general de emergencia radiológica interior del centro que contemple las actividades a realizar dentro del *Pimic*.

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), el Consejo de Seguridad Nuclear solicitó información adicional que ya obra en poder de este Organismo y que está siendo evaluada.

Residuos radiactivos

Durante el año 2002 no se retiraron fuentes de Ra-226, en aplicación de resolución de intervención de la Dirección General de la Energía y de la aplicación del artículo 43 de la Ley 25/1964.

Se entregaron a Enresa 29 bidones de residuos acondicionados (bultos) para su traslado a las instalaciones de Enresa en el centro de almacenamiento El Cabril.

Dosimetría personal

En el año 2002, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Ciemat fueron 336. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3 mSv. persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,19 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,37% 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 91 trabajadores y por análisis de orina a 11. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

Efluentes

En la tabla 1.29 se resumen los valores del volumen y la actividad de los efluentes líquidos vertidos durante el año 2002, 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

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

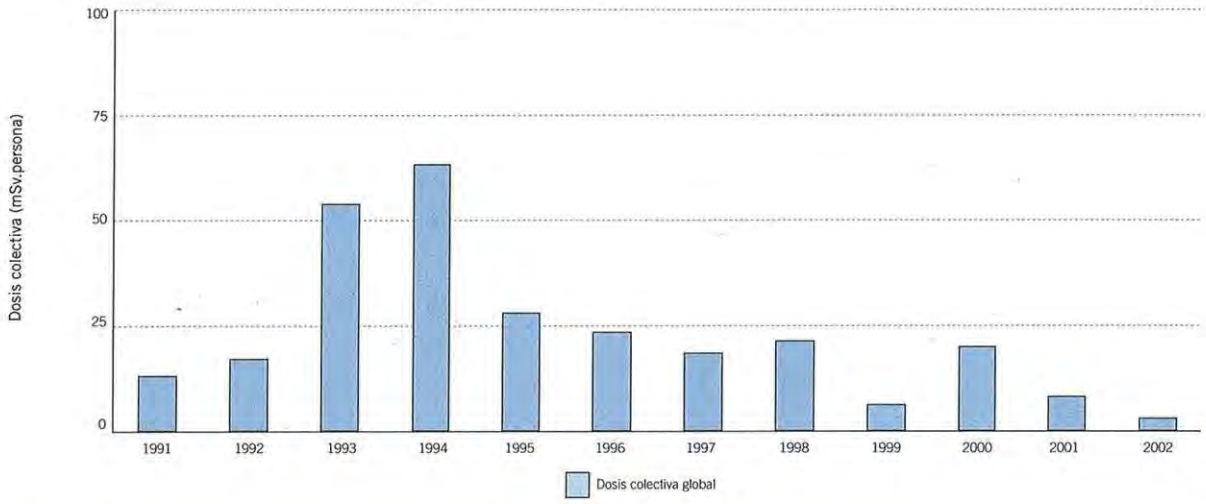


Tabla 1.29. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Ciemat. Año 2002

Efluentes	Actividad total (kBq)	Concentraciòn media (kBq/m^3)
Líquidos	1,65 10^8	2,56 10^6

límites autorizados, por lo que no llevan asociado ningún riesgo radiológico significativo.

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 6.5 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 2001, 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.

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 periodos anteriores y no muestran incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación.

Tabla 1.30. Resultados PVRA. Aire (Bq/m^3). Ciemat. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	$4{,}56\ 10^{-5}$ ($2{,}06\ 10^{-5}$ - $8{,}33\ 10^{-5}$)	42/52	$2{,}03\ 10^{-5}$
Beta total	$4{,}91\ 10^{-4}$ ($8{,}41\ 10^{-5}$ - $9{,}01\ 10^{-4}$)	52/52	$3{,}48\ 10^{-5}$
Sr-90	$7{,}01\ 10^{-6}$ ($5{,}66\ 10^{-6}$ - $8{,}37\ 10^{-6}$)	2/4	$9{,}70\ 10^{-7}$
I-131	< LID	0/52	$1{,}40\ 10^{-4}$
H-3	$1{,}09\ 10^{-2}$ ($5{,}60\ 10^{-3}$ - $2{,}16\ 10^{-2}$)	4/12	$1{,}62\ 10^{-3}$
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/4	$9{,}78\ 10^{-6}$
Co-60	< LID	0/4	$1{,}06\ 10^{-5}$
Cs-134	< LID	0/4	$9{,}25\ 10^{-6}$
Cs-137	< LID	0/4	$9{,}25\ 10^{-6}$

Tabla 1.31. Resultados PVRA. Leche (Bq/m^3). Ciemat. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	$3{,}40\ 10^{1}$ ($1{,}75\ 10^{1}$ - $6{,}27\ 10^{1}$)	8/8	$6{,}44\ 10^{0}$
I-131	< LID	0/4	$6{,}60\ 10^{0}$
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/8	$4{,}02\ 10^{1}$
Co-60	< LID	0/8	$5{,}10\ 10^{1}$
Cs-134	< LID	0/8	$3{,}81\ 10^{1}$
Cs-137	< LID	0/8	$3{,}67\ 10^{1}$

Tabla 1.32. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Ciemat. Año 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	$3{,}17\ 10^{0}$	1/1	$1{,}46\ 10^{-1}$
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/1	$5{,}39\ 10^{-1}$
Co-60	< LID	0/1	$5{,}68\ 10^{-1}$
Cs-134	< LID	0/1	$9{,}25\ 10^{-1}$
Cs-137	$1{,}87\ 10^{1}$	1/1	$5{,}01\ 10^{-1}$

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 2002 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 establecer una relación mas próxima, ágil y flexible con los administrados y de aumentar la intensidad de las actuaciones.

Número de instalaciones y distribución geográfica

Como se refleja en la tabla 1.33, tienen autorización de funcionamiento un total de 1.315 instalaciones radiactivas (una de 1ª categoría, 964 de 2ª categoría y 350 de 3ª categoría). Asimismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 21.884 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 distribución de instalaciones radiactivas por tipos de aplicación y por comunidades autónomas.

Tabla 1.33. Evolución del numero de instalaciones radiactivas

Categoría	Campo de aplicación	1998	1999	2000	2001	2002
1ª	Irradiación	1	1	1	1	1
	Subtotal	1	1	1	1	1
2ª	Comercialización	43	45	44	54	55
	Investigación y docencia	77	82	80	82	78
	Industria	553	557	549	565	573
	Medicina	241	246	252	259	258
	Subtotal	916	930	925	960	964
3ª	Comercialización	16	17	21	18	18
	Investigación y docencia	85	76	75	82	86
	Industria	178	188	182	165	166
	Medicina	106	100	92	82	80
	Subtotal	390	381	370	347	350
	Rayos X médicos	15.773	16.940	18.402	20.208	21.884
	Total	17.080	18.251	19.698	21.516	23.199

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
Campo de aplicación	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Andalucía	1	7	66	40	114	1	22	27	10	60	174	3.601
Aragón	1	1	27	7	36	-	1	10	1	12	48	638
Asturias	-	1	21	8	30	-	1	3	5	9	39	582
Baleares	-	1	4	7	12	-	-	3	3	6	18	496
Canarias	-	2	16	9	27	-	3	-	1	4	31	720
Cantabria	-	1	11	2	14	-	2	5	-	7	21	297
Castilla la Mancha	-	1	32	4	37	-	-	3	2	5	42	752
Castilla León	-	4	36	14	54	-	4	5	1	10	64	1.169
Cataluña	15	20	115	52	202	4	15	24	20	63	265	3.924
Extremadura	-	1	6	5	12	-	1	3	2	6	18	396
Galicia	1	6	29	15	51	-	-	5	3	8	59	1.610
Madrid	34	25	71	52	182	13	22	29	18	82	264	2.915
Murcia	-	-	14	5	19	-	1	3	1	5	24	600
Navarra	1	1	19	3	24	-	2	3	1	6	30	324
País Vasco	1	-	58	11	70	-	8	27	3	38	108	1.422
Rioja	-	-	4	1	5	-	-	-	-	-	5	168
Valencia	1	7	44	23	75	-	4	16	9	29	104	2.240
Ceuta	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	21
Melilla	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	9

C: Instalaciones radiactivas comerciales. D: Instalaciones radiactivas de investigación y docencia.

I: Instalaciones radiactivas industriales. M: Instalaciones radiactivas médicas.

Valoración global del funcionamiento de las instalaciones radiactivas durante el año 2002

El Consejo estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2002 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 actuación 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 y 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 2002, en aplicación de estas disposiciones:

- Instrucción técnica sobre disponibilidad de personas y medios para prestar ayuda en incidencias durante el transporte de material radiactivo. Dirigida a instalaciones radiactivas comercializadoras de fuentes radiactivas no

encapsuladas, requiere que éstas garanticen la disponibilidad de personal y medios necesarios para prestar ayuda a las autoridades competentes para hacer frente a cualquier incidencia que pueda producirse durante el transporte. Estas capacidades deberán mantenerse siempre que esté teniendo lugar el traslado da material radiactivo. Los titulares de esas instalaciones deben notificar a la Sala de Emergencias del CSN información sobre las personas responsables y teléfonos de contacto para su pronta localización en caso de ocurrencia de los sucesos mencionados.

- Instrucción técnica sobre comercialización de detectores iónicos de humo. Dirigida a las instalaciones radiactivas que comercializan detectores iónicos de humo, que disponen de aprobación de tipo, pero no han demostrado haber superado los ensayos recomendados por la Agencia de Energía Nuclear (NEA), para permitir la gestión al final de su vida útil como residuos convencionales. La instrucción establecía un plazo de dos meses para que los titulares de esas instalaciones acreditasen que esos detectores han superado los mencionados ensayos o que se ha solicitado a una entidad autorizada la realización de los mismos y la emisión del correspondiente certificado. El objetivo final es evitar que continúen comercializándose aquellos modelos detectores que no hayan demostrado que superan los ensayos propuestos por la NEA.

- Instrucciones técnicas complementarias sobre revisión periódica de equipos de medida de densidad y humedad de suelos. Dirigidas a instalaciones radiactivas de medida de densidad y humedad de suelos autorizadas, con el objetivo de clarificar los requisitos aplicables para las revisiones periódicas de sus equipos. En estas instrucciones se identifican las operaciones de revisión que pueden llevar a cabo los propios titulares de las instalaciones que cuenten con procedimiento y medios adecuados y cuales deben ser realizadas necesariamente por empresas específicamente autorizadas. Asimismo se establecen las periodicidades con las que deben realizarse ambos tipos de revisiones.

Durante el año 2002 se continuó con la aplicación a modo de prueba de la escala INES (Escala Internacional de Sucesos Nucleares) para la clasificación de sucesos en instalaciones radiactivas en España. El objetivo de esta escala es establecer un mecanismo para comunicar al público con rapidez y coherencia el impacto que tienen los sucesos ocurridos en las instalaciones en relación con la seguridad. Se elaboró un informe en el que se recoge la experiencia de aplicación de la escala hasta el comienzo del año 2002, identificando los aspectos contenidos en la definición de la escalá que dificultan su aplicación a las instalaciones radiactivas. Este informe, tras su aprobación por el CSN, ha sido remitido al OIEA. El CSN se incorporó a un grupo de trabajo técnico, constituido por el OIEA para revisar la escala INES con el objetivo de mejorar su aplicabilidad a las instalaciones radiactivas.

Instalaciones industriales

Como en años anteriores, además del control y licenciamiento de las instalaciones, se continuó 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, iniciada en el año anterior, se ha seguido aplicando durante el año 2002 y en este sentido cabe destacar:

- Se reforzaron 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.

- Se procedió al establecimiento de criterios y a la evaluación de los reglamentos de funcionamiento remitidos a este Organismo por los titulares de las instalaciones de gammagrafía móvil, tras haber sido modificados, por la incorporación de las medidas que les fueron exigidas mediante Instrucciones técnicas complementarias.

Se ha continuado 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 la obtención de la autorización de funcionamiento de un nuevo ciclotrón para producción de isótopos emisores de positrones, de vida muy corta, y posterior síntesis del radiofármaco correspondiente, principalmente deoxifluorglucosa marcada con Flúor-18 (FDG) para su utilización en diagnóstico en medicina nuclear mediante tomografía por emisión de positrones (PET). A final del año 2002, existen en España seis ciclotrones con autorización de funcionamiento, cinco de ellos funcionando y uno pendiente de la notificación de puesta en marcha, y un séptimo ciclotrón para utilizar con los fines expuestos y para investigación en una universidad que presentó su solicitud de autorización y está siendo objeto de evaluación. Esta técnica, ha supuesto el inicio de un gran número de solicitudes de instalaciones de PET.

Se produjo 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 acercando a la población las instalaciones para realizar los tratamientos y evitar de este modo, en lo posible, el desplazamiento de los pacientes. Además de esto, y en relación con la campaña de seguridad iniciada en 1996 relativa a la sustitución progresiva de unidades de telegammaterapia obsoletas, durante el 2002 se han seguido retirando unidades que fueron sustituidas por aceleradores lineales. Estas sustituciones supusieron igualmente un aumento de las solicitudes de instalaciones de radioterapia donde van a utilizarse dichos aceleradores.

En 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, se terminó el desarrollo de la aplicación informática para la elaboración de un censo a nivel nacional de instalaciones de radioterapia, medicina nuclear y radiodiagnóstico. Se creó una comisión de seguimiento de utilización de esta aplicación, en la que intervienen el Ministerio de Sanidad, el CSN y representantes de algunas comunidades autónomas. Durante el 2002, en la Ponencia se trataron otra serie de temas, entre los que merece destacar el impulso para 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, así como la elaboración y presentación a la Ponencia por parte de las sociedades científicas, de la revisión del *Protocolo español de control de calidad en radiodiagnóstico*.

Como se indicó en el informe anterior, 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, se concluyeron lo trabajos y se elaboraron los documentos correspondientes sobre los siguientes temas:

- Protección radiológica de las trabajadoras gestantes expuestas a radiaciones ionizantes.
- Manual genérico de protección radiológica para adaptación del nuevo *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.
- Vertido de efluentes radiactivos líquidos.

Así mismo, se constituyeron tres nuevos grupos de trabajo sobre:

- Terapia metabólica.
- Dosimetría de área.
- Dosimetría interna.

En octubre del 2002, se celebró en Madrid el 6º Workshop de la red Alara Europea (EAN: European Alara Network), sobre Protección radiológica operacional en el sector médico y radiofarmacéutico, con la participación del CSN en su organización. El CSN presentó dos comunicaciones orales, una sobre aplicación de la escala INES en instalaciones radiactivas y otra sobre la creación y trabajos del Foro permanente sobre protección radiológica.

Instalaciones de rayos X de diagnóstico

En relación con las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico, durante el año 2002 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 2002, se recibieron del orden de 15.000 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%, porcentaje inferior al de años anteriores debido a la puesta en marcha del programa de inspecciones que se describe más adelante. 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.

Además, puede señalarse que con el objetivo de mejorar y reforzar la inspección y teniendo en cuenta la *Resolución vigésimo-cuarta* de la propia Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, que dice *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*, en el año 2002 el CSN elaboró y comenzó la ejecución de un 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 se seleccionaron entre las de radiodiagnóstico general que no estén atendidas por un

Servicio de Protección Radiológica, ya que a las mismas se les controla a través del control a dichos servicios, y las de diagnóstico veterinario. El programa finalizará en octubre de 2003, elaborándose un informe de resultados a partir del cual se seguirán programas de inspección consolidados para 2004 y siguientes. Se eligieron para efectuar las inspecciones las comunidades autónomas de Madrid, Castilla y León y Castilla la Mancha, así como las comunidades que tienen encomienda de funciones de inspección del CSN que son Cataluña, Baleares, País Vasco, Navarra, Valencia y Galicia. En todas ellas se realizarán inspecciones a un 5% de las instalaciones inscritas en el *Registro de Instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico*, considerando que se incluyan en las inspecciones una muestra de todas las UTPR autorizadas por el CSN para poder efectuar, además, un control indirecto sobre estas últimas. El CSN remitió los listados identificando las instalaciones que han de ser objeto de inspección, a las comunidades autónomas con encomienda de funciones del CSN. En el apartado 1.3.4 se indican las inspecciones de control a instalaciones de rayos X realizadas en aplicación de este programa.

Al mismo tiempo, se van a realizar inspecciones a un 1% de las instalaciones de radiodiagnóstico dental inscritas en el registro, de modo que entren a formar parte del programa las UTPR que únicamente dan servicio a instalaciones dentales.

Es de destacar, que en las inspecciones anuales que se efectúan a los servicios de protección radiológica de los hospitales, se controla indirectamente el funcionamiento de las instalaciones radiactivas y de los rayos X propias del hospital, así como de las instalaciones de rayos X de los centros sanitarios a los que dicho servicio da cobertura (centros de salud, centros de especialidades y otros hospitales).

Como todos los años, se atendieron 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 efectuaron visitas de inspección y el CSN se puso en contacto con los titulares de las instalaciones comunicando las medidas a tomar, cuando proceda. En los casos de denuncias, siempre se contestó 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 realizó como en años anteriores a través de las inspecciones de control realizadas a las mismas, del estudio de los informes anuales de funcionamiento de dichas instalaciones y de la información contrastada de los informes trimestrales de ventas y suministros con las declaraciones de traslado de sustancias radiactivas entre Estados miembros (Reglamento Euratom Nº 1493/93).

Durante el año 2002 siguió la tendencia de solicitudes de autorización para instalaciones radiactivas cuya finalidad era la comercialización de monodosis de radioisótopos no encapsulados para usos médicos (radiofarmacias), así como de instalaciones radiactivas con fines de producción de emisores de positrones (F-18) en ciclotrones y síntesis de radiofármacos (principalmente 18-FDG) para su comercialización y uso en instalaciones de diagnóstico médico.

Dentro del campo de la comercialización, la actividad más común es la de equipos para la inspección con rayos X, bien con fines de seguridad (revisión de equipajes, detección de explosivos, etc.) o con fines de control de calidad de componentes mecánicos y de circuitos electrónicos.

1.3.3. Licenciamiento

Durante el año 2002 el Consejo de Seguridad Nuclear emitió 382 dictámenes referentes a instalaciones radiactivas (tabla 1.35):

- 40 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 2ª categoría.
- 16 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 3ª categoría.
- 41 para declaración de clausura.
- 285 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

- Seis para autorizaciones de funcionamiento.
- 12 para declaración de clausura.
- 64 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Baleares

- Tres para autorizaciones de modificaciones diversas.
- Uno para declaración de clausura.

País Vasco

- Cuatro para autorizaciones de funcionamiento.
- 14 para autorizaciones de modificaciones diversas.
- Dos para declaración de clausura.

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 2002, 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 2002 se remitieron 68 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	27	9	10	1	1	5	2	1
Clausura	20	5	6	5	2	2	1	-
Modificación	108	25	81	6	26	12	26	1
Totales	155	39	97	12	29	19	29	2

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

	Tipo de solicitud			Total
	Funcionamiento	Modificación	Clausura	
Solicitudes recibidas en 2002	60	283	31	374
Solicitudes informadas en 2002	56	285	41	382
Solicitudes pendientes de informe a 31/12/02	28	95	15	138

1.3.4. Seguimiento y control de las instalaciones

A lo largo del año 2002 se realizaron 1.354 inspecciones a instalaciones radiactivas. Su distribución por tipos fue la siguiente:

- 640 fueron realizadas por el propio personal del CSN según se detalla:
  - 543 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.
  - 63 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
  - 21 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 315 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Cataluña:
  - 249 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.
  - 40 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
  - 26 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 28 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de las Islas Baleares (17 a instalaciones radiactivas, 9 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y 2 de incidencias).
- 56 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la Comunidad Foral de Navarra (29 a instalaciones radiactivas y 27 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico).
- 120 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Valencia (109 a instalaciones radiactivas, 8 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y 3 de incidencias).
- 63 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Galicia (60 a instalaciones radiactivas y 3 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico).

- 132 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito al Gobierno Vasco (122 a instalaciones radiactivas y 10 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico).

Además de las inspecciones, la revisión de los informes anuales de los que se han analizado 566 de instalaciones radiactivas, 645 de instalaciones de rayos X de diagnóstico, así como 190 informes trimestrales de comercialización, constituye un elemento básico para el control de las instalaciones.

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 192 cartas de control directamente por el CSN y 128 por el servicio que ejerce la encomienda de funciones en Cataluña, 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 2002, 15 referidas a instalaciones de radiodiagnóstico y dos de instalaciones industriales. En todos los 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 nº 1493/93.

1.3.5. Dosimetría personal

En el año 2002 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas y que fueron controlados por estos centros fueron 78.688. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 36.883 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 0,83 mSv/año, lo que representó un porcentaje de 1,7% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

En 11 trabajadores (un 0,01% 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.

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 2002 se registraron en las instalaciones radiactivas las incidencias significativas que se detallan en la tabla 1.38.

Se propuso a la autoridad competente de industria la apertura de nueve expedientes sancionadores a instalaciones radiactivas industriales, dos de los cuales fueron a la misma instalación.

Las causas que con más frecuencia inducen la propuesta de sanción fueron 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.

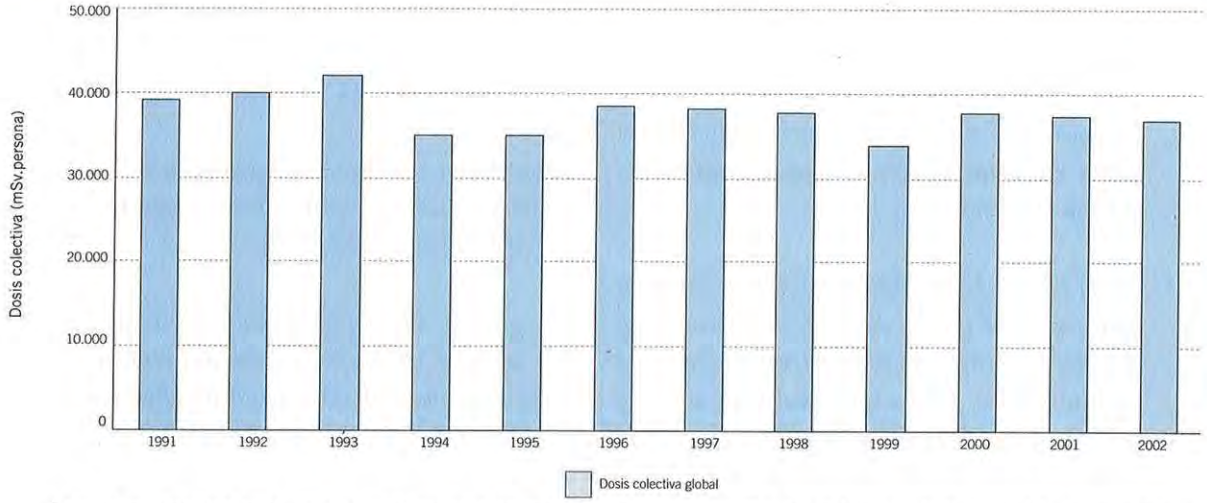
Asimismo como resultado de las actuaciones de evaluación e inspección de control de las instalaciones, se realizaron 68 apercibimientos por el CSN, 20 por la Generalitat de Cataluña y 18 por el País Vasco, identificando las desviaciones encontradas y requiriendo su corrección al titular en el plazo de dos meses.

Asimismo y como resultado del incumplimiento de las acciones correctoras requeridas por el CSN en los correspondientes apercibimientos, se impusieron dos multas coercitivas a instalaciones radiactivas.

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 indivitual (mSv/año)
Instalaciones radiactivas médicas	68.659	32.612	0,82
Instalaciones radiactivas industriales	5.725	3.517	1,28
Centros de investigación	4.304	754	0,37

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



Excepto en el año 1999 ha de tenerse en cuenta que en el cálculo de los valores de dosis colectivas de instalaciones radiactivas se incluían empresas de transporte de material radiactivo a excepción de la empresa ETSA.

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2002

Instalación	Tipo de incidencia	Acciones y consecuencias
Hosp. Central de Asturias	Entrada inadvertida al búnker del acelerador	Revisión de procedimientos de control de acceso al búnker
Hosp. Universitario de Salamanca		
Hospital Virgen del Rocío	Contaminación de Cs-137 en equipo de braquiterapia	Revisión del equipo y comprobación de que la probabilidad de contaminación a personas es despreciable
Complejo Hospitalario Materno-Insular de las Palmas	Puerta de entrada en medicina nuclear forzada	Valoración del sistema de vigilancia y detección de acceso
Hospital 12 de octubre (dos incidentes)	Fallo de temporizador de unidad de cobaltoterapia	Revisión y arreglo del reloj temporizador por empresa de mantenimiento
Hospital Universitario Puerta del Mar	Fallo en retorno de fuente en unidad de telecobaltoterapia	Revisión del movimiento de fuente por empresa de mantenimiento
Hospital Provincial de Castellón		
Hospital Juan Ramón Jiménez		
Hospital General Yagüe		
Hospital Clínico San Carlos	Fallo de seguridad en blindaje del almacén	Se trasladan las fuentes a nuevo almacén de residuos radiactivos
Molypharma, S.A.	Inundación de la zona de control de calidad	Sin repercusiones radiológicas

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2002 (continuación)

Instalación	Tipo de incidencia	Acciones y consecuencias
Cualicontrol ACI (Tres incidentes) Norcontrol S.A. SGS Tecnos, S.A.	Fallo en sistema de enganche de la fuente al contenedor	La repetición de este tipo de incidentes ha motivado el envío de una circular informativa a los titulares de instalaciones de gammagrafía móvil, resaltando la importancia de que los operadores comprueben que han efectuado de forma correcta la conexión portafuentes-telemando
J. Barneda y Cía.	Entrada Policía local en almacén con fuente de kr-85	Retirada por Enresa de la fuente
Demarcación de Carreteras de Aragón	Inundación afectando a sondas	Sin consecuencias para los equipos
Equipos Nucleares S.A.	Irradiación por fallo del equipo	Revisión del equipo
Euroconsult, S.A.	Troxler golpeado por apisonadora	Sin consecuencias radiológicas
Tratamiento y Selección de Residuos	Caída de una fuente al desmontarla	Sin consecuencias radiológicas
Acerinox	Rebose de acero en línea de colada	Sin consecuencias radiológicas. La fuente no se vio afectada pero sí su contenedor. La fuente fue cambiada de contenedor por el suministrador de la misma
Santa Bárbara Sistemas	Lectura elevada en dos dosímetros No retracción de fuente a su blindaje	Error debido a la escasa fiabilidad de los dosímetros tipo pluma. El titular se compromete a sustituirlos por otros tipo geiger Se resolvió sin consecuencias radiológicas
Cementos Molins S.A.	Tasa de dosis elevada en detector de radiación	Sin consecuencias radiológicas para el personal del laboratorio
Ionmed Esterilización	Conato de incendio en planta del acelerador	Sin consecuencias radiológicas
Services Petrolier Schlumberger	Fuente radiactiva de Cs-137 atrapada en un pozo	Fuente no recuperable. Sin consecuencias radiológicas
Universidad de Cádiz	Encontrada fuente encapsulada de Ni-63	Fuente controlada y almacenada hasta su retirada

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.

Las funciones propias de los servicios o unidades de protección radiológica, se definen en el propio *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

En la Guía de Seguridad 7.3 (revisión 1) del Consejo de Seguridad Nuclear se describen ampliamente las funciones que son competencia de los servicios de protección radiológica.

Finalmente debe señalarse que en el Real Decreto 1836/1999 *sobre instalaciones nucleares y radiactivas* publicado el 31 de diciembre de 1999 se indica en el art. 57 que el CSN podrá requerir a los titulares de las instalaciones radiactivas disponer de un servicio de protección propio o contratado.

2.1.2. Situación actual de los servicios de protección radiológica

Los servicios de protección radiológica son exigidos por el CSN a los titulares en función del riesgo asociado a sus instalaciones. No es el caso de las unidades técnicas, UTPR que actúan como empresas de servicio privadas.

El CSN exigió la implantación de servicios de protección radiológica (SPR) propios a distintos centros hospitalarios en función de la entidad y características de las instalaciones radiactivas existentes en los mismos, y la exigencia fue evolucionando a la vista de la experiencia que el propio organismo obtuvo. Fuera del ámbito sanitario se exigió a algún gran centro de investigación, como fue el desmantelamiento del reactor experimental Argos.

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.

En cuanto a la labor desempeñada por los servicios SPR durante el año 2002 se debe destacar la actividad llevada a cabo en la aplicación del nuevo Reglamento.

El 12 de diciembre de 2002 se publicó en el BOE la instrucción del CSN del 6 de noviembre del mismo año, 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.

Se remitió un apercibimiento a los servicios SPR y unidades técnicas (UTPR) que no habían enviado al CSN la revisión del Manual de Protección Radiológica adaptado al Reglamento *sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, de acuerdo con lo establecido en la disposición transitoria segunda del mismo, habiéndose superado ampliamente el período de seis meses establecido para ello. De los servicios SPR contestaron un 100%, de los cuales se evaluó un 10%. De las unidades técnicas de protección radiológica, UTPR, la contestación fue de un 90%.

En el año 2002 no fue solicitada ninguna autorización para la constitución de nuevos servicios de protección radiológica (SPR). Se autorizaron dos servicios SPR nuevos y se realizaron 21 inspecciones: diez por el CSN, cuatro por la Generalitat Catalana, dos por la Encomienda de Navarra, cuatro por la del País Vasco (una en colaboración con el CSN) y una por la Generalitat Valenciana junto al CSN.

En cuanto a 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 unidades UTPR: 18 por el CSN y tres por la Generalitat de Cataluña. Hubo dos solicitudes para nuevas unidades UTPR, se autorizaron tres y cesaron en su actividad otras tres.

En el momento actual disponen de autorización 63 SPR y 45 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 página 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 gran 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 inscribirse en un registro establecido al efecto en cada comunidad autónoma, inscripción que debe ser informada 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 2002 hubo 36 solicitudes de autorización y modificación de empresas dedicadas a la venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para diagnóstico médico. Se informaron favorablemente la autorización de 22 empresas de nueva creación y la modificación de cinco de las inscripciones existentes. A 31 de diciembre de 2002, disponen de autorización 244 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 remitió una instrucción técnica complementaria a todas las empresas de venta y asistencia técnica autorizadas, estableciendo el contenido de los informes anuales a enviar al CSN.

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 durante el año 2002 lo siguiente:

- En relación con el servicio de dosimetría personal externa, cuyo expediente de solicitud de autorización había sido archivado durante el año 2001, se propuso la apertura de expediente sancionador y se llevó a cabo el precintado del sistema de lectura de dosímetros termoluminiscentes, por parte de la Consejería de Economía e Innovación Tecnológica de la Comunidad de Madrid.

- Se realizaron cinco 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 autorizó el cambio del sistema de lectura solicitado por un servicio de dosimetría personal externa.

Como parte de 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 2002 se encontraban inscritas en el registro de empresas externas un total de 690 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, el CSN realizó ocho 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.

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, 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, está programado finalizarla en el año 2003. 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.

Determinadas centrales, como las de Cofrentes o Almaraz, disponen de un simulador réplica de su sala de control para el entrenamiento de su personal con licencia. La central nuclear de Trillo adquirió el compromiso formal de construir un simulador réplica y tenerlo plenamente operativo en el año 2004. La central nuclear José Cabrera tiene ya disponible un simulador de entrenamiento y el de Santa María de Garoña se encuentra en proceso de finalización. La central nuclear Santa María de Garoña ha entrenado hasta ahora a su personal de operación, en un simulador réplica *Monticello* en Estados Unidos (EEUU), que constituye su central de referencia. Las centrales Ascó y Vandellós II están finalizando la puesta en marcha de sus simuladores, la primera central para finales de 2003 y Vandellós II dentro del primer semestre de 2003.

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 la Guía de UNESA CEX-37, *Guía de cualificación, formación, entrenamiento y experiencia para personal sin licencia de centrales nucleares*, que fue aprobada por el CSN el 5 de febrero de 1999 después de incluir las mejoras solicitadas.

El CSN inspecciona con frecuencia bienal, y de modo sistemático, los programas de formación de todo el personal de las centrales 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 diciem-bre de 2002.

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.

Tabla 2.1. Concesión y renovación de licencias de centrales nucleares, durante el año 2002

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/02		
	Concesiones			Prórrogas				
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
José Cabrera	–	3	–	–	–	13	16	2
Santa María de Garoña	–	6	–	–	–	17	19	2
Almaraz	3	–	–	–	–	27	30	2
Ascó	7	6	–	–	–	28	32	3
Trillo	–	–	–	–	–	15	18	2
Cofrentes	2	–	–	–	–	15	14	3
Vandellós II	–	2	–	–	–	14	15	2
Total	12	17	–	–	–	129	144	16

El CSN inspecciona sistemáticamente los programas de formación de todo el personal de las instalaciones del ciclo y en desmantelamiento, tanto con licencia como sin ella. La frecuencia de inspección es normalmente bienal, pero se convierte en anual cuando se identifican aspectos que requieren un mayor seguimiento. 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 tres licencias de operador y se concedieron ocho licencias de supervisor y nueve de operador.

En la tabla 2.2 se presenta la relación de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2002.

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 2002.

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 (B.O.E. de enero 1992), que las somete a una inscripción en un registro. Asimismo, el personal que las dirige y opera precisa de la obtención de una acreditación personal según se indica en la Resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 5 de noviembre de 1992 (B.O.E. 14 de noviembre de 1992).

Durante 2002, el CSN expidió 1.454 acreditaciones para dirigir y 2.613 para operar instalaciones de radiodiagnóstico médico.

A 31 de diciembre de 2002 el número de personas acreditadas para dirigir y operar instalaciones de radiodiagnóstico era de 29.053 y 40.284 respectivamente.

Tabla 2.2. Concesión y renovación de licencias de instalaciones del ciclo de combustible y desmantelamiento, durante 2002

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/02		
	Concesiones			Prórrogas				
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
Fábrica de Juzbado	–	–	–	–	–	15	38	2
Centro de Saelices (Plantas Quercus y Elefante)	2	–	–	–	3	3	10	2
Instalaciones nucleares del Ciemat	–	–	3	–	–	1	–	4
Instalaciones radiactivas del Ciemat	6	9	–	–	–	40	40	4
Instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril	–	–	–	–	–	4	10	3
Vandellós I	–	–	–	–	–	2	3	2
Total	8	9	3	–	3	65	101	17

Tabla 2.3. Concesión y renovación de licencias de instalaciones radiactivas, durante 2002

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/02		
	Concesiones			Prórrogas				
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
Instalación radiactiva 1ª categoría (excepto ciclo combustible)	–	–	–	1	1	–	–	–
Instalaciones radiactivas 2ª y 3ª categoría (excepto Ciemat)	228	532	13	79	168	2.015	4.324	150
Total	228	532	13	80	169	2.015	4.324	150

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

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 modificaron tres homologaciones de cursos para instalaciones radiactivas y hubo ocho nuevas homologaciones.

El CSN propuso y calificó las pruebas finales de los cursos autorizados para instalaciones radiactivas que se celebraron durante el año 2002, lo que supuso un total de 48 pruebas.

Hay que señalar que los cursos que afectan al radiodiagnóstico se imparten por todo el territorio, pero que los que afectan a las instalaciones radiactivas se concentran en las grandes ciudades.

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 Decreto1836/1999, 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.

2.7.2. Actividades

No se recibieron solicitudes de apreciación favorable dentro del año 2002. La única actividad realizada consistió en avanzar en el seguimiento y la

evaluación del programa de demostración de alto quemado, cuya solicitud se recibió en el año 2000, y que requiere una labor continua de evaluación previa al estudio por el Consejo de la emisión de una apreciación favorable, la cual será considerada en el año 2004.

2.8. Servicios médicos especializados

El *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes* (Real Decreto 783/2001 de 6 de julio) en su artículo 39, establece que la vigilancia sanitaria de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes, se basará en los principios generales de medicina del trabajo y en la *Ley 31/1995*, de 8 de noviembre, *sobre prevención de riesgos laborales* y reglamentos que la desarrollan.

Por otra parte, en la disposición transitoria tercera del citado reglamento se establece que los servicios médicos especializados autorizados conforme a lo establecido en el artículo 40 del Real Decreto 53/1992, podrán continuar realizando la vigilancia sanitaria de los trabajadores expuestos a radiaciones ionizantes.

El nuevo *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes* (Real Decreto 783/2001) no prevé la autorización de nuevos servicios médicos especializados, (SME) por lo que la actividad del CSN relativa a la evaluación de solicitudes para su autorización está prácticamente finalizada.

Durante el año 2002 se emitió a la autoridad sanitaria competente un informe favorable para la autorización de un nuevo Servicio médico especializado (SME). En el curso del año no se recibieron solicitudes nuevas, y se remitieron dos cartas requiriendo información adicional necesaria para completar la evaluación, estando pendientes de informar a fin de año siete solicitudes. Asimismo se remitieron 22 cartas dando respuesta a peticiones de información recibidas.

2.9. 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 2002 se recibieron en el CSN seis solicitudes de informes para estas autorizaciones. En todos los casos se refieren a la comercialización o asistencia técnica de equipos exentos por disponer de aprobación de tipo. Se informó favorablemente la autorización de una de esas actividades.

3. Residuos radiactivos

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

Los combustibles irradiados generados en las centrales nucleares españolas en operación se encuentran almacenados en las piscinas existentes en el emplazamiento de cada una de ellas, y en el almacén de contenedores metálicos de la central nuclear de Trillo, con la excepción de los generados hasta 1983 en las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña, enviados al Reino Unido para su reproceso en la BNFL y los generados durante la operación de la central nuclear Vandellós I, que fueron enviados a Francia para su reprocesado por Cogema. Las cláusulas contractuales en los dos primeros casos contemplan la devolución a España de pequeñas cantidades de material fisionable a falta de concretar, mientras que en el caso de Vandellós I las condiciones del contrato estipulan la devolución de los residuos vitrificados resultantes del reprocesado de estos combustibles a partir del año 2010.

Entre 1993 y 1998 se llevó a cabo el cambio de bastidores en las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado de los nueve reactores en operación, por lo que todas ellas tendrán capacidad de almacenamiento suficiente hasta mas allá de la fecha antes indicada del año 2010, con la excepción de la central nuclear de Trillo, cuya saturación habría tenido lugar en el año 2003, por lo que, de acuerdo con las soluciones contempladas en los sucesivos planes generales de residuos radiactivos (PGRR), se ha construido un edificio para almacenamiento en seco de combustible irradiado, utilizando contenedores metálicos de tipo "Doble Propósito Trillo" (DPT), que servirán tanto para almacenamiento como para transporte en su momento, del combustible irradiado de esta central nuclear. Estos contenedores se fabrican en España debidamente autorizados.

En consecuencia con lo anterior y con los planteamientos estratégicos del *Quinto Plan General de Residuos Radiactivos* (PGRR), aprobado por el Gobierno en julio de 1999, será en el año 2010 cuando habrá que contar con soluciones adicionales para el almacenamiento temporal del combustible irradiado y los residuos de alta actividad.

En lo que se refiere a la gestión final del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, de acuerdo con las estrategias definidas en el PGRR, los trabajos están orientados al estudio de la alternativa de almacenamiento geológico profundo (AGP), considerando la opción de recuperabilidad, así como al estudio de 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. La realización de estos estudios e investigaciones necesarios en ambas líneas de trabajo, se desarrolla de acuerdo con los avances internacionales, y deberán tenerse en cuenta en las decisiones futuras en este tema.

De acuerdo con la situación actual de la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad (temporal y a largo plazo), y con los planteamientos estratégicos del PGRR en vigor, las actuaciones del CSN en el 2002 estuvieron dirigidas fundamentalmente a:

1) El control del inventario de los combustibles irradiados y el seguimiento de las condiciones operativas de las piscinas de almacenamiento del combustible de las centrales nucleares y del almacenamiento temporal individualizado (ATI) de contenedores de la central nuclear de Trillo.

2) El seguimiento de la fabricación de contenedores metálicos para almacenamiento y transporte de combustible irradiado y adecuación de la aprobación de los contenedores para su uso en instalaciones de almacenamiento, a la vista de la experiencia adquirida durante la fabricación y

pruebas, previamente a su carga en la central nuclear de Trillo.

3) El desarrollo de estudios sobre la normativa de Organismos Internacionales y requisitos para el licenciamiento y control de las instalaciones adicionales de almacenamiento intermedio del combustible irradiado necesarias de acuerdo con lo previsto en el PGRR en vigor.

4) El desarrollo de los estudios para la evaluación de los planes y proyectos de Enresa en relación con el AGP y la S&T, incluyendo el seguimiento de los avances tecnológicos, normativos, criterios y metodologías de evaluación de la seguridad en países de nuestro entorno y en organismos internacionales.

5) El desarrollo de los estudios y estrategias para responder a los requisitos que puedan derivarse de la "Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos", ratificada por la Jefatura del Estado Español el 30 de abril de 1999, en vigor desde el 18 de junio del 2001.

3.1.1. Inventario de combustible irradiado almacenado de las centrales nucleares

Como se indicó anteriormente, los combustibles irradiados se encuentran almacenados temporalmente en las piscinas diseñadas con las propias centrales y en el almacén de contenedores metálicos construido en la central nuclear de Trillo en operación desde julio de 2002. La cantidad de elementos combustibles irradiados almacenados a 31 de diciembre de 2002 suman un total de 8.804 (de los que 4.052 son elementos de las centrales nucleares de agua en ebullición –BWR–, correspondientes a las centrales de Santa María de Garoña y Cofrentes, y 4.752 son del resto de las centrales de agua a presión en operación –PWR).

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, se especifican: capacidad total, capacidad libre, grado de ocupación de cada instalación, capacidad ocupada, reserva de núcleo (número de elementos de combustible que se encuentran en la vasija en operación, con posibilidad de alojamiento en la piscina en cualquier momento), capacidad efectiva (obtenida de restar a la capacidad total la reserva para un núcleo completo), así como el año de saturación estimado. Adicionalmente, se ha incluido la información relativa al almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo.

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; 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 útil; 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 sólo se ha efectuado el cambio de bastidores en la piscina oeste, cuya aplicación a la piscina este, retrasaría un poco la saturación); la piscina de la central nuclear de Trillo se habría saturado tras la recarga del año 2003, por lo que se cargaron dos contenedores DPT, en el año 2002; y el resto se saturará progresivamente a partir del año 2013.

3.1.2. Almacenamiento temporal del combustible irradiado

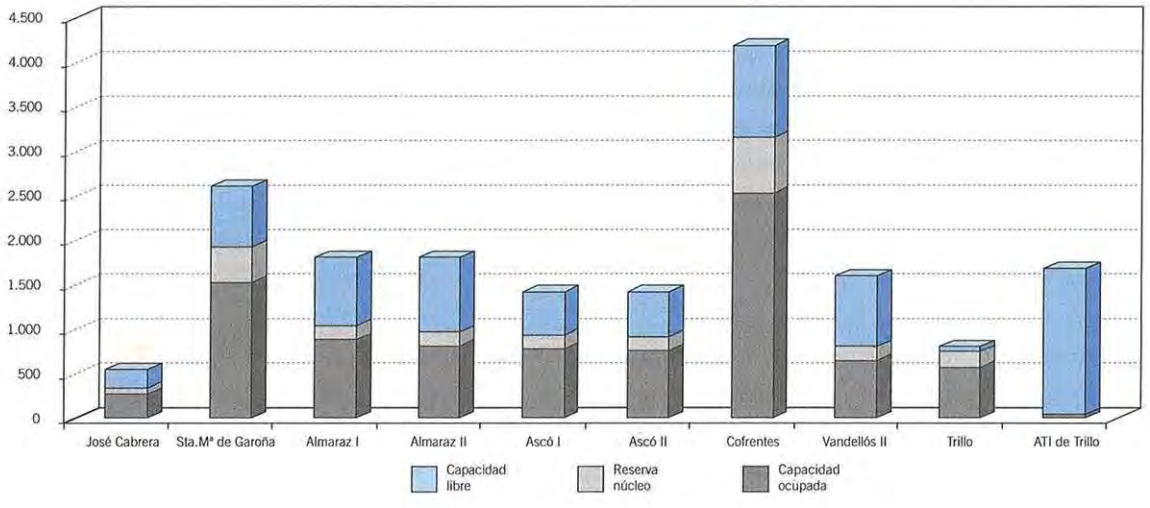
Durante el año 2002 se continuaron los estudios iniciados anteriormente sobre las actuaciones llevadas a cabo en el ámbito internacional sobre el comportamiento del combustible irradiado en condiciones de almacenamiento temporal prolongado en piscinas, así como sobre las necesidades de caracterización de los mismos y de vigilancia adicional asociada a mayores periodos de almacenamiento.

Tabla 3.1. Situación de los almacenamientos de combustibles irradiados en las centrales nucleares españolas a finales del año 2002

Central nuclear	Capacidad total	Reserva núcleo	Capacidad efectiva	Capacidad ocupada	Capacidad libre	Ocupación[1] %	Año saturación
	Número de elementos						
José Cabrera	548	69	479	272	207	56,78	2015[3]
Sta. Mª de Garoña	2.609	400	2.209	1.524	685	68,99	2015
Almaraz I	1.804	157	1.647	880	767	53,43	2021
Almaraz II	1.804	157	1.647	808	839	49,06	2022
Ascó I	1.421	157	1.264	776	488	61,39	2013
Ascó II	1.421	157	1.264	756	508	59,81	2015
Cofrentes	4.186	624	3.562	2.528	1.034	70,97	2009[4]
Vandellós II	1.594	157	1.437	648	789	45,09	2020
Trillo	805	177	628	570	58	90,76	2003
ATI[2] de Trillo	1.680		1.680	42	1.638	2,50	
Total	17.872	2.055	15.817	8.804	7.013	55,66	

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.

Figura 3.1. Situación de los almacenamientos de combustible irradiado en las centrales nucleares españolas a finales del año 2002



Adicionalmente, se definieron los requisitos sobre el contenido de los planes de gestión de residuos radiactivos requeridos en el *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas,* (RINR) de 1999 como parte de la documentación preceptiva, en lo referente al combustible irradiado y los residuos de alta actividad, y se ha avanzado en la evaluación de los planes presentados por las centrales nucleares para cumplir con este requisito.

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 y fabricados en España en los talleres de Ensa, se utilizan en el almacén de la central nuclear de Trillo, desde mitad de julio de 2002, después de la finalización del proceso de licenciamiento en junio de 2002, que se resume a continuación.

Dado que los requisitos de licenciamiento para cada uno de los usos del contenedor previstos están claramente separados, el proceso de licenciamiento se ha llevado a cabo en dos vertientes paralelas para cada una de las aprobaciones necesarias

- La aprobación del contenedor para almacenamiento, según el proceso del país de origen del diseño y lo dispuesto en el *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, proceso que ha incluido la aprobación del diseño y la aprobación del uso del contenedor.

- La aprobación del contenedor como modelo de bulto para el trasporte fue revisada durante el proceso de fabricación y previamente a su uso, de acuerdo con la reglamentación para el trasporte de mercancías peligrosas española.

- Mediante resolución de 3 de junio de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas aprobó el contenedor Ensa-DPT para su uso en instalaciones de almacenamiento de combustible irradiado, solicitada por Enresa, previo informe favorable del CSN de 7 de mayo de 2002.

Paralelamente a la resolución en la misma fecha de 3 de junio de 2002 la Dirección General de Política Energética y Minas aprobó la revisión 1 del certificado E/077B(U) F-85 emitido por España relativo al modelo de bulto para el transporte (DPT). Con ello se completó el proceso de licenciamiento del contenedor para su almacenamiento, que comprendió las siguientes actuaciones:

- Por resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 23 de octubre de 1997 se aprobó el contenedor de doble propósito Ensa-DPT (para transporte y almacenamiento de combustible), como modelo de bulto para transporte tipo B(U)F, de acuerdo con la reglamentación española de transporte. Esta resolución incorporó en su anexo 2 las condiciones técnicas a las que quedaba sometido el diseño del contenedor para almacenamiento, de acuerdo con el dictamen del CSN, al no estar contemplada en la legislación en vigor en esa fecha la figura de aprobación del diseño para almacenamiento.

- Por resolución de 9 de septiembre de 1998 se autorizó la fabricación de dichos contenedores. Durante los años 1999 y 2001 se fabricaron los dos primeros contenedores en los talleres de Ensa, en Santander y se realizaron las pruebas de fabricación, que dieron lugar a modificaciones de diseño para su optimización.

- Mediante resolución de la Dirección General de la Energía de 18 de junio de 2001, previo informe favorable del CSN, se realizó la adecuación de la aprobación de diseño del contenedor para almacenamiento, a lo requerido en el artículo 80 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, incorporándose las modificaciones más significativas del diseño durante el periodo de fabricación.

- Por último, el 21 de diciembre de 2001 se recibió en el CSN un escrito de la Dirección General de la Energía remitiendo para su informe la solicitud presentada por Enresa junto con la revisión cuarta del Estudio de seguridad, que incorporaba todas las modificaciones de diseño del contenedor realizadas como resultado de la fabricación y pruebas de las dos primeras unidades, previamente a su utilización. La aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento de combustible irradiado, emitida en el año 2002, incorporó los límites y condiciones de seguridad establecidos por el CSN, de acuerdo con la normativa reciente en el país de origen de la tecnología.

El proceso de fabricación y pruebas fue seguido por el CSN, habiéndose efectuado un total de seis inspecciones previamente a su traslado a la central nuclear de Trillo para su carga.

La aprobación del contenedor para su utilización sometió las potenciales modificaciones del diseño o del uso del contenedor al procedimiento indicado en el artículo 25 del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* para instalaciones nucleares y en la normativa del país de origen de la tecnología del contenedor.

El CSN continuó el seguimiento de la fabricación de los contenedores. Además de los dos contenedores finalizados, probados, trasladados y cargados en la central nuclear de Trillo, otros seis se encontraban en diferente estado del proceso de fabricación en los talleres de Ensa, a finales del 2002.

Adicionalmente, la propia aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento, requiere a Enresa 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, entrega y experiencia operativa de los contenedores, así como de la experiencia internacional de contenedores similares, sentando así las condiciones de seguimiento de interfases.

3.1.2.2. Almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo

El licenciamiento del almacén temporal individualizado (ATI) de combustible gastado en contenedores de la central nuclear de Trillo iniciado en febrero de 1996, fue tramitado como modificación de diseño de la central, según procedimiento establecido al efecto en la reglamentación.

De este modo, la Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002 autorizó la operación del almacén de contenedores, previo informe favorable del CSN, junto con el estudio de seguridad y la aprobación de una revisión de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento* para la inclusión en éstas de las condiciones y límites de operación de los contenedores, de acuerdo con el diseño y aprobación de los mismos.

El almacén tiene capacidad para 80 contenedores, siendo dos de ellos almacenados en el mismo a 31 de diciembre de 2002. La carga de estos contenedores fue inspeccionada por el CSN 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 y 3) desarrollos propios del CSN para la adquisición de herramientas y capacidad técnica.

3.1.3.1. Seguimiento y participación en los desarrollos internacionales

Se continuó participando en la situación internacional, tanto en lo referente a desarrollos técnicos como normativos y reguladores, especialmente en lo

relacionado con los planes de I+D, como en los avances alcanzados en la evaluación de la seguridad y la comunicación al público y con los agentes involucrados en la toma de decisiones. Las actuaciones realizadas comprendieron la participación activa en las reuniones internacionales y 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 asesores del RWMC:

  – El *Forum on Stakeholders Confidence* (FSC, foro sobre la confianza de los agentes sociales implicados en la toma de decisiones) donde se desarrolló una labor intensa (en las reuniones y *workshops*), dirigida al análisis de aspectos relativos a la percepción del riesgo y la participación del público, y de las partes interesadas en la toma de decisiones en la gestión de residuos radiactivos de los diferentes países. En estas sesiones se contó con una amplia participación de agentes políticos y sociales incluyendo representantes de parlamentos y municipios de algunos países, además de especialistas en la materia.

  – *Integration Group for the Safety Case* (IGSC, grupo de integración para el estudio de seguridad), donde se puso en marcha el plan de trabajo elaborado en el año 2000, acometiéndose la revisión de los estudios integrados de evaluación de la seguridad de los distintos conceptos de *Almacenamiento Geológico Profundo* (AGP) de estudio más reciente de diferentes países, y se iniciaron estudios sobre la estabilidad de los diferentes componentes de estos tipos de almacenamiento, para elaborar razonamientos convincentes de su robustez y capacidad de aislamiento, que incrementen la confianza del público en esta solución técnicamente viable.

- Comité de Normas de Seguridad sobre Residuos (WASSAC), principalmente a través del subgrupo de principios y criterios sobre almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, habiendo participado en la reunión de especialistas, convocada para la elaborar unas normas de seguridad en el almacenamiento geológico de residuos radiactivos.

- Foro Europeo de Reguladores sobre Residuos Radiactivos de la Unión Europea (UE).

Adicionalmente, se destaca la participación en los estudios recientemente publicados desarrollados en el seno del RWMC de la NEA sobre los conceptos de recuperabilidad/reversibilidad y su aplicación al almacenamiento de combustible gastado y residuos de alta actividad, y sobre el papel de los laboratorios subterráneos de investigación en el desarrollo de los programas de almacenamiento geológico de estos residuos.

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 los residuos de alta actividad.

En este marco cabe destacar las reuniones mantenidas para el desarrollo y aplicación del convenio marco de colaboración entre el CSN 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 consi-

deren 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 adquisición de los conocimientos científicos, la capacidad técnica y las 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.

Para el cumplimiento de este objetivo, durante este año 2002 se avanzó en la realización de estudios propios y proyectos de investigación, incluidos en el *Plan Quinquenal de Investigación del CSN,* destacando la finalización de las actividades siguientes:

- Estudio de *Intercomparación de ejercicios de seguridad* (Estudio comparativo de los análisis de seguridad de los diferentes conceptos de AGP en rocas graníticas realizados hasta la fecha por agencias y organismos reguladores de otros países), que abarcó un total de 14 ejercicios de evaluaciones en seguridad de sistemas de AGP sobre medios graníticos, realizados por agencias y organismos reguladores de países con programas de desarrollo de un AGP entre 1983 y 2000.

- Estudio sobre la aplicación del concepto de recuperabilidad/reversibilidad al almacenamiento de residuos radiactivos en el ámbito internacional y a los diseños del programa nacional, así como la valoración de las implicaciones normativas, reguladoras y de seguridad de su potencial aplicación al AGP en España.

- Estudio de la aplicabilidad 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*, que contiene un compendio de los análogos mas representativos.

- 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*, que además del análisis de los desarrollos recientes en todas las áreas de modelización de los sistemas de AGP, incluye un catálogo actualizado de los códigos existentes en cada una de ellas en forma de base de datos.

3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

El CSN llevó a cabo durante 2002 el control de la gestión de residuos radiactivos en cada una de las actividades operacionales implicadas: manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento definitivo. Dentro de las acciones encaminadas al control de las etapas de gestión de los residuos radiactivos que se llevan a cabo por el CSN en las centrales nucleares pueden destacarse:

- 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 operación y mediante la realización, en su caso, de inspecciones complementarias.

Una de las actividades que integran el control de la gestión de los residuos radiactivos corresponde al control mensual de la generación de los mismos, y la actualización del inventario total de residuos almacenados en las instalaciones productoras y en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

- El control de los procesos de aceptación de cada bulto-tipo que realiza Enresa, de manera que quede garantizado el cumplimiento de los criterios de aceptación para su almacenamiento en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

En los procesos productivos llevados a cabo en las instalaciones nucleares se generan, entre otros, residuos radiactivos sólidos que están constituidos por materiales de diversa naturaleza: metálicos, orgánicos, plásticos, celulosas, textiles, etc. Esta amplia variedad, conduce a la necesidad de clasificar y acondicionar específicamente cada uno de los residuos, de forma que se obtengan bultos de características bien definidas y que cumplan los criterios para su aceptación en el centro de almacenamiento El Cabril.

En el caso de centrales nucleares, la segregación, clasificación, y acondicionamiento de los residuos se lleva a cabo en las propias instalaciones, pues disponen de sistemas para su tratamiento y acondicionamiento, permaneciendo temporalmente almacenados hasta su posterior entrega a Enresa y transporte al centro de almacenamiento 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 es realizado por Enresa en las instalaciones del centro de almacenamiento El Cabril. El tratamiento al que posteriormente se someten los residuos generados en las instalaciones radiactivas es la incineración, la compactación, la inmovilización en matriz de conglomerante hidráulico y la fabricación de mortero de relleno.

De modo general, el tratamiento que Enresa realiza con los residuos que se generan en las instalaciones radiactivas es el siguiente:

- Incineración de residuos biológicos, líquidos orgánicos y residuos mixtos (compuestos por líquidos orgánicos y viales).
- Compactación de sólidos tales como ropas, guantes y 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 2002 estuvieron paradas las secciones de trituración, clasificación y parque de minerales de la planta Quercus en Saelices el Chico (Salamanca), circunstancia por la que no se gestionaron nuevas eras de estériles de minería. En cuanto a los estériles de proceso, se produjeron 4.928 toneladas que se han incorporado al dique de estériles. En el capítulo cuarto 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 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 2002 el CSN inició el análisis y la evaluación de la documentación presentada por Enresa, sobre los objetivos de seguridad y las bases técnicas para la concepción de las instalaciones de almacenamiento definitivo de los residuos de muy baja actividad.

3.2.2.1. Plan de restauración de minas de uranio

Con fecha 15 de noviembre de 1995 la Dirección General de la Energía comunicó a Enresa la autorización para llevar a cabo el *Plan de restauración de antiguas minas de uranio* que afectaba a 26 minas situadas en Extremadura y Andalucía. Siete de ellas, de acuerdo con sus características físicas o radiológicas, no precisaron ningún tipo de restauración. En 1998 Enresa inició la ejecución del plan, obteniendo en cada caso las oportunas autorizaciones de las administraciones competentes, dándose por finalizado en el año 2000.

Enusa, Industrias Avanzadas SA, como titular de las explotaciones mineras de Saelices el Chico presentó, en su día, 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 presentado.

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 el año 2002 se retiraron 550 pararrayos, habiéndose remitido al Reino Unido 1.404 fuentes de americio-241 procedentes de su desmontaje. El número total de pararrayos retirados asciende a 21.463 (incluyendo 92 fuentes de eliminación de electricidad estática, contabilizadas como pararrayos y descontados los que causaron baja por no ser radiactivos, duplicidad, etc.). El número total de fuentes enviadas al Reino Unido es de 58.058.

Durante el año 2002 se recibieron 518 nuevas solicitudes de retirada. 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

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 Recuperación (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, y más recientemente, 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.

El Protocolo constituye el marco de referencia para la vigilancia radiológica de los metales destinados al reciclado en España, y en él 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 2002, el número de instalaciones adscritas al Protocolo era de 64 (25 del sector siderúrgico, 38 del recuperador y 1 del de fundición de aluminio). En la tabla 3.2 figura un listado de las instalaciones adscritas a fecha 31 de diciembre de 2002.

Como resultado de la aplicación del Protocolo, durante el año 2002 se comunicó al CSN en 64 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos, en su mayoría piezas metálicas o trozos de tuberías contaminadas con radionucleidos de origen natural procedentes de industrias no nucleares (NORM), fuentes radiactivas de uso industrial, indicadores con pintura radioluminiscente, y detectores iónicos de humo.

Todas las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, productos con torio, piezas con uranio empobrecido y piezas con contaminación artificial han sido transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

Durante el año 2002 finalizaron las actuaciones de recuperación de la acería de Siderúrgica Sevillana S.A., que resultó contaminada como consecuencia de la fusión de una fuente de Cesio-137, el 7 de diciembre de 2001. Como consecuencia del incidente se generó un volumen de 315,3 m^3 de residuos radiactivos, que representa un peso de 552.996 kg, y que fueron enviados al Centro de almacenamiento de El Cabril en un total de 28 expediciones.

El CSN realizó un análisis de este suceso, desde la perspectiva de la aplicación del Protocolo de vigilancia radiológica de los materiales metálicos y dentro de las actividades desarrolladas por la presidencia

Tabla 3.2. 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
Aceralia Largos Perfiles Bergara, S.A.	IVR-001	Siderúrgica
Aceralia Largos Perfiles Madrid, S.L.	IVR-002	Siderúrgica
Aceralia Largos Perfiles Olaberría, S.L.	IVR-003	Siderúrgica
Aceralia Productos Largos, Planta Siderúrgica de Rico y Echevarría, S.A.	IVR-004	Siderúrgica
Aceros Inoxidables Olarra, S.A.	IVR-005	Siderúrgica
Esteban Orbegozo, S.A.	IVR-006	Siderúrgica
GSB Acero, S.A. (Legazpi)	IVR-007a	Siderúrgica
GSB Acero S.A. (Azkoitia)	IVR-007b	Siderúrgica
Siderúrgica Sevillana, S.A.	IVR-008	Siderúrgica
Nervacero, S.A.	IVR-009	Siderúrgica
Acería Compacta de Bizkaia, S.L.	IVR-010	Siderúrgica
Acería de Álava, S.A.	IVR-011	Siderúrgica
Megasa Siderúrgica, S.L.	IVR-012	Siderúrgica
Global Steel Wire, S.A.	IVR-013	Siderúrgica
Sidenor Industrial, S.L. Fábrica de Reinosa	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
Aceralia Corporación, S.A. (Factoría de Avilés)	IVR-034	Siderúrgica
Aceralia 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

Tabla 3.2. 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
Tubos Reunidos, S.A.	IVR-040	Siderúrgica
Aceralia Redondos Azpeitia, S.A.	IVR-041	Siderúrgica
Compañía Española de Laminación (CELSA)	IVR-042	Siderúrgica
Aceralia Redondos Getafe, S.L.	IVR-043	Siderúrgica
A.G. Siderúrgica Balboa, S.A.	IVR-044	Siderúrgica
Productos Tubulares, S.A.	IVR-045	Siderúrgica
Recuperadora Canaria de Chatarra y Metales, S.L.	IVR-046	Recuperación
Hierros Bayón, S.L.	IVR-047	Recuperación
Clasificadora y Seleccionadora de Metales, S.A.	IVR-048	Recuperación
Inoxtrade, S.A.	IVR-049	Recuperación
Hierros Fernández, C.B.	IVR-050	Recuperación
Alcoa Transformación, S.A.	IVR-051	Fundición aluminio
Félix Castro, S.A.	IVR-052	Recuperación
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

española de la Unión Europea el 22 de mayo de 2002, se publicó en el Diario Oficial de las Comunidades Europeas, la Resolución del Consejo sobre la creación en los Estados miembros de sistemas nacionales de vigilancia y control de la presencia de materiales radiactivos en el reciclaje de materiales metálicos.

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, cúales de ellos

pueden ser gestionados por las vías convencionales ya implantadas por la sociedad para residuos de naturaleza semejante (desclasificación) y cúales 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 deben por tanto establecerse las bases, criterios y condiciones para determinar la viabilidad de gestión de algunos de los residuos de muy baja actividad por vías convencionales y establecer el marco de requisitos para su realización.

El sistema se completa además con el establecimiento, en base a estudios técnicos bien fundados, de concentraciones de actividad de referencia (niveles de desclasificación) para liberar del control regulador determinadas corrientes de materiales de desecho con muy bajo contenido radiactivo, lo que facilitará su posterior gestión. A su vez, la definición de estos valores está fundamentada en la definición de residuo radiactivo, tarea que en su determinación se asignó al Ministerio de Industria y Energía, actualmente Ministerio de Economía (Mineco) previo informe del CSN, según la Ley 54/1997.

Durante el año 2002 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 Consejo del CSN, en su reunión del día 19 de junio de 2002, apreció favorablemente el proyecto común para la desclasificación de carbón activo usado con muy bajo contenido de actividad, y el proyecto común para la desclasificación de resinas de intercambio iónico gastadas con muy bajo contenido de actividad, presentados al CSN por las centrales nucleares a través de Unesa en el 2001.

Para ambos proyectos 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 año 2002 se completó la evaluación técnica del proyecto común de desclasificación de aceites destinados a regeneración, cuya apreciación favorable quedó aplazada para el primer semestre de 2003.

En el transcurso del año 2002, el CSN recibió diversas solicitudes específicas de titulares de centrales nucleares para la desclasificación de corrientes de residuos, realizadas conforme se establece en los respectivos procedimientos de actuación definidos por el CSN en la apreciación favorable de los proyectos comunes cabe destacar las siguientes solicitudes:

- Desclasificación de chatarras metálicas de geometría sencilla, de la central nuclear José Cabrera.
- Desclasificación de carbón activo débilmente contaminado en la operación de la central nuclear de Trillo.
- Desclasificación de resinas de intercambio iónico gastadas débilmente contaminadas en la operación de la central nuclear de Trillo.
- Desclasificación de carbón activo usado débilmente contaminado de la central nuclear de Almaraz.
- Desclasificación de aceites usados generados en la operación de la central nuclear José Cabrera destinados a incineración.

Previsiblemente, el dictamen del CSN sobre las solicitudes de desclasificación mencionadas será emitido en el transcurso del primer semestre de 2003.

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 y 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*.

4.1.1. Plan de desmantelamiento. Situación actual

La alternativa de desmantelamiento y clausura aprobada contempla tres períodos o fases en el desarrollo del plan. La consecución de la primera de las fases permitirá una liberación parcial del 60% del terreno del emplazamiento de la instalación. El cajón del reactor, ya descargado, junto a sus estructuras internas y sistemas de control, seguirá permaneciendo en el 40% restante del emplazamiento durante un tiempo de espera y decaimiento, denominado período o fase de latencia. Tras este período de latencia, con una duración prevista de unos 25 años, se procederá a desmontar y desmantelar el cajón del reactor con el objeto de liberar la totalidad de los terrenos 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 próxima a finalizar e incluyó tanto las actividades de desmantelamiento de las partes activas de la instalación, iniciadas el año 1999, como las actividades de desmontaje de los componentes convencionales que requirieron de diversas demoliciones de estructuras y edificios no activos. Otras de las actividades importantes que tuvieron lugar durante la fase actual son las relativas al confinamiento del cajón del reactor, que ya se encuentran finalizadas, y a la puesta en servicio de los nuevos sistemas diseñados para la latencia que permitan mantener al cajón del reactor controlado y en las adecuadas condiciones de aislamiento durante toda la duración del periodo de latencia.

El desarrollo de las actividades sigue, sin grandes retrasos, la programación inicialmente prevista en el programa de ejecución presentado. El grado de avance del proyecto a finales del año 2002 se cifra en un 97%. En el año 2002 se ha terminado la construcción de la protección de intemperie que resguardará al cajón del reactor y otros recintos que quedarán en latencia y finalizó la instalación de los nuevos sistemas eléctricos y de protección contra incendios diseñados expresamente para la latencia.

Se procedió a desmontar y demoler la estructura y bardado de la nave del reactor y del edificio de combustibles, del edificio de piscinas y del edificio de auxiliares eléctricos, lo que ha transformado la fisonomía de la planta aproximándola a la que mantendrá durante el largo período de latencia.

La actividad más relevante prevista para un futuro inmediato es la caracterización radiológica de parte del terreno de la instalación con objeto de su liberación antes del inicio de la fase de latencia. Esta

actividad de liberación de terrenos, que sufre un cierto retraso en relación con la planificación inicial, deberá llevarse a cabo bajo la supervisión directa del CSN, y tendrá efecto tras las autorizaciones ministeriales correspondientes.

4.1.2. Resumen de las actividades

Durante el año 2002 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.

En el año 2002 el CSN inició la evaluación de la documentación oficial que estará vigente durante el período de latencia de la instalación.

El CSN ha seguido contando para sus labores de control del proceso de desmantelamiento con un inspector residente en la central y con distintos técnicos expertos desplazados al efecto, que controlaron la calibración y puesta a punto de los distintos equipos, sistemas y procesos implicados en el proceso de desclasificación de los materiales y paramentos procedentes de zonas de intervención radiológica que, de acuerdo a sus antecedentes operativos y radiológicos, son candidatos a ser gestionados como materia convencional.

Una actividad significativa que dio comienzo en el año 2002 fue el inicio de las pruebas y de la puesta a punto de la metodología de caracterización radiológica de suelos, que se hace con objeto de la liberación parcial del terreno de la instalación, que se prevé hacerla coincidir con la autorización del inicio de la latencia.

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, algunas concluidas durante el año 2002, fueron:

- Desmontaje de antiguos equipos de ventilación fija en distintos edificios y recintos de la instalación.
- Demolición del taller de trituración de grafito. ATC.
- Finalización de la descontaminación y desclasificación de los silos de grafito.
- Desclasificación y demolición del edificio de piscinas y relleno de los huecos de las mismas.
- Finalización de la construcción de la nueva protección de intemperie del cajón de reactor.
- Desmontaje de la estructura y bardado de la nave del reactor y del edificio de combustible irradiado.
- Acondicionamiento del depósito temporal de grafito (DTG) para su empleo como almacén temporal de 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, desde el punto de vista de riesgo radiológico, se llevaron a cabo en la instalación, se realizaron bajo la supervisión permanente del 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 31 de octubre de 2002. En su realización se simuló la caída de un contenedor de grafito preacondicionado durante su proceso de transporte desde el almacén en el que están actualmente hasta el depósito temporal de grafito, en el que se almacenarán durante el futuro período de latencia de la instalación. El supuesto activó el plan de emergencia en situación de prealerta.

4.1.4. Autorizaciones

- El 26 de abril de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión número 3 del estudio de seguridad del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I*, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente con fecha de10 de abril de 2002.

- El 1 de julio de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 2 e) de las *Especificaciones técnicas* relativa al programa de control de efluentes radiactivos del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I*, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente con fecha de 5 de junio de 2002.

- El 30 de diciembre de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la exención temporal del cumplimiento de determinados apartados de las *Especificaciones técnicas* relativos a la organización y composición de los turnos y de los retenes del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I*, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente con fecha de 11 de diciembre.

4.1.5. Inspecciones

Durante el año 2002 se realizaron 14 inspecciones a Vandellós I, respondiendo la mayor parte de ellas a la programación previamente elaborada. Las desviaciones detectadas fueron corregidas o están en curso de corrección por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN. Los diferentes objetos de cada una de las inspecciones fueron los siguientes:

- Cuatro inspecciones dedicadas al seguimiento y control general del proyecto y de las actividades de descontaminación y desmantelamiento de partes activas de la instalación que se han llevado a cabo durante el año.

- Una inspección para comprobar las condiciones radiológicas de los distintos recintos afectados por el sistema de ventilación VEOD, según el requisito impuesto por el CSN al autorizar el desmantelamiento de dicho sistema de ventilación.

- Una inspección específica para la comprobación y la verificación práctica de la protección radiológica de los trabajadores implicados en las actividades de descontaminación y desmantelamiento de los silos de grafito.

- Inspección para verificar el cumplimiento del programa de gestión de residuos radiactivos generados en la instalación.

- Inspección de control de los materiales desclasificados provenientes del desmontaje de la estructura y del bardado de la nave del reactor y del edificio de combustible irradiado (BCI).

- Inspección al programa de vigilancia y control de aguas subterráneas y del terreno contaminado en la zona de vertido de efluentes líquidos de la zona de descarga de la instalación.

- Inspección a la toma de muestras del agua de la zona subterránea afectada por el vertido de efluentes líquidos en la zona de descarga de la instalación.

- Asistencia a las pruebas y ensayos iniciales para la puesta a punto de la metodología de caracterización de suelos con el objeto de la liberación parcial de terrenos del emplazamiento de la instalación.

- Asistencia a las pruebas funcionales integradas de los equipos y sistemas de seguridad del almacén temporal de residuos radiactivos (BIC) y del depósito temporal de grafito (DTG), que quedará como almacén temporal de residuos de grafito durante toda la etapa de latencia de la instalación.

- Asistencia a la inspección visual remota de los cambiadores de calor en parada y a la instalación de testigos y equipos para el control de la velocidad de corrosión en el interior del cajón de la instalación. Esta inspección se repetirá cada cinco años, a lo largo de todo el período de latencia de la instalación, haciéndola coincidir con la apertura del cajón del reactor de la instalación para efectuar la prueba periódica de hermeticidad del mismo.

4.1.6. Sucesos

El CSN recibió notificación de dos sucesos acaecidos en la instalación y cuyo origen se resume a continuación:

- Suceso 01/02, por la indisponibilidad del equipo de tensión segura debido al deterioro ocasionado por la humedad e infiltraciones de agua de lluvia, en el módulo electrónico del Sistema de Alimentación Ininterrumpida (SAI). Posteriormente en treinta minutos, quedó alimentada la barra de tensión segura directamente de la red eléctrica, a través de un interruptor reserva del cuadro general de distribución. Como se produjo la superación del tiempo de actuación de la *especificación técnica*, sobre la pérdida del equipo de tensión segura, con fuente exterior de 380 V en servicio, que proporciona tres días para recuperarlo o sustituirlo por otro con capacidad para alimentar las cargas que requieran una alimentación segura, se emitió este suceso notificable.

- Suceso 02/02 acontecido como consecuencia de los trabajos de movimiento de escombros dentro del emplazamiento. Una máquina excavadora provocó la rotura de unas conducciones de cables produciendo una pérdida parcial de la telefonía y de la vigilancia perimetral del emplazamiento.

Las acciones del titular fueron: reparar urgentemente el equipo, recomendar a todos los servicios que extremen las precauciones en la supervisión de los trabajos con riesgo que puedan afectar a sistemas operativos e impermeabilizar con tela asfáltica las zonas del local eléctrico por las que pudo penetrar el agua.

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 230, a las que correspondió una dosis colectiva de 33 mSv.persona. El valor de la dosis individual media global de este colectivo fue de 0,87 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 1,74% 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.

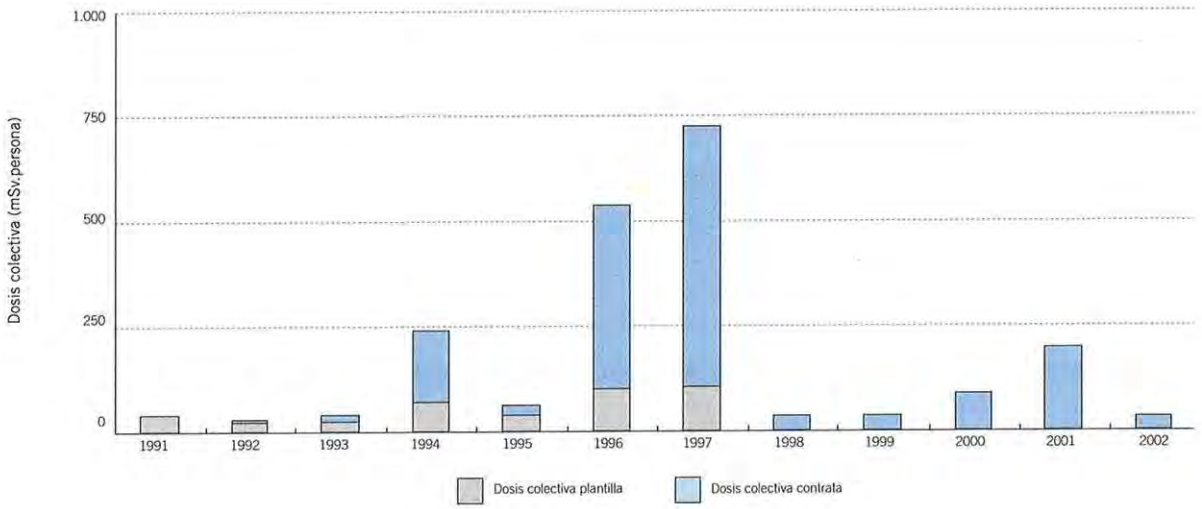
En lo que se refiere a la dosimetría interna, se hicieron los siguientes controles:

- Medida directa de la radiactividad corporal a un total de 212 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 22 personas, sin que se detectara en ningún caso contaminación interna superior al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

4.1.8. Efluentes

En el capítulo 6.2.1 del *Informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado* se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I.

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



En las tablas 4.1 y 4.2 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I durante el año 2002. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción de los límites autorizados.

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 1992. Los valores reseñados como vertidos provienen de los informes mensuales de explotación remitidos preceptivamente por el titular al CSN.

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 2001, 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 a 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 2001, 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.

Tabla 4.1. Actividad de efluentes líquidos (Bq). Año 2002. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Fisión/activación	Tritio	Alfa
Líquidos	7,69 10^8	2,71 10^8	1,17 10^7

Tabla 4.2 Actividad de efluentes gaseosos (Bq). Año 2002. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Partículas	Tritio	Alfa	Carbono 14
Gaseosos	LID	LID	LID	LID

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

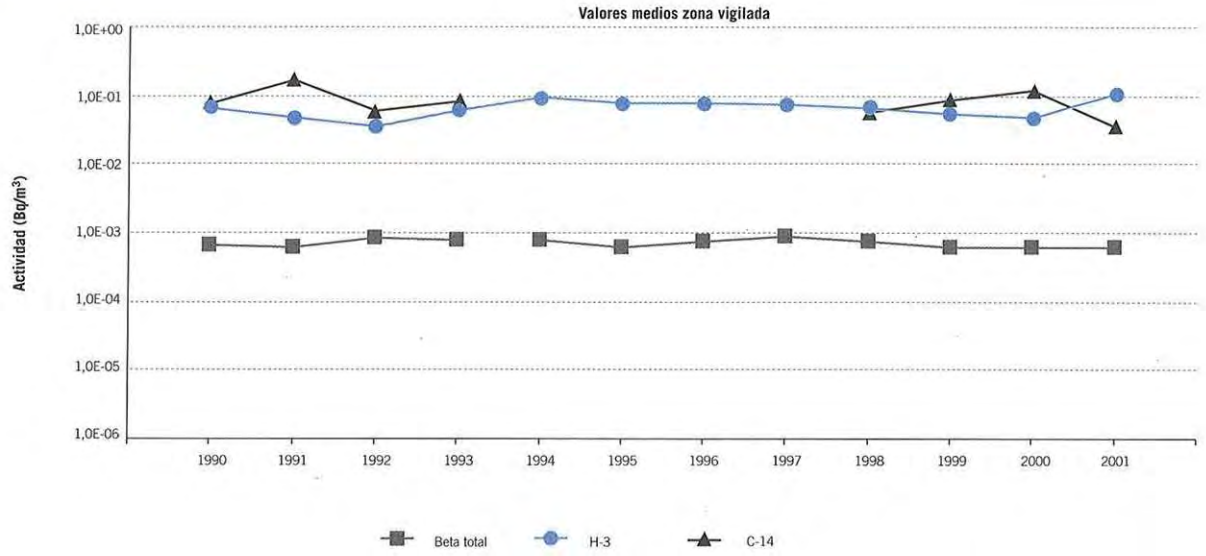


Figura 4.3. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en radiación directa en la instalación Vandellós I

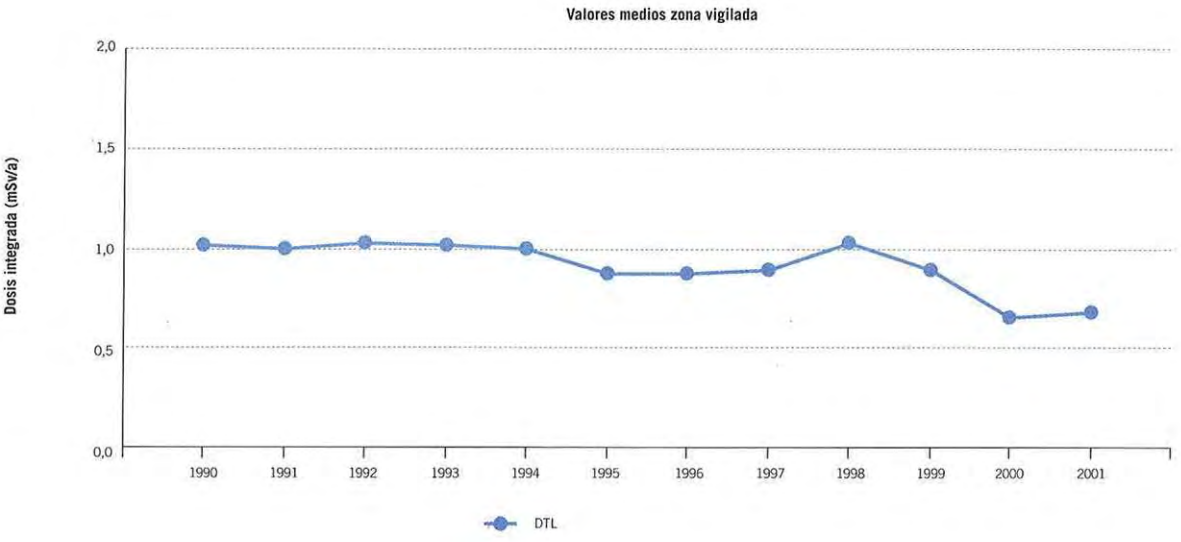


Figura 4.4. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en suelo en la instalación Vandellós I

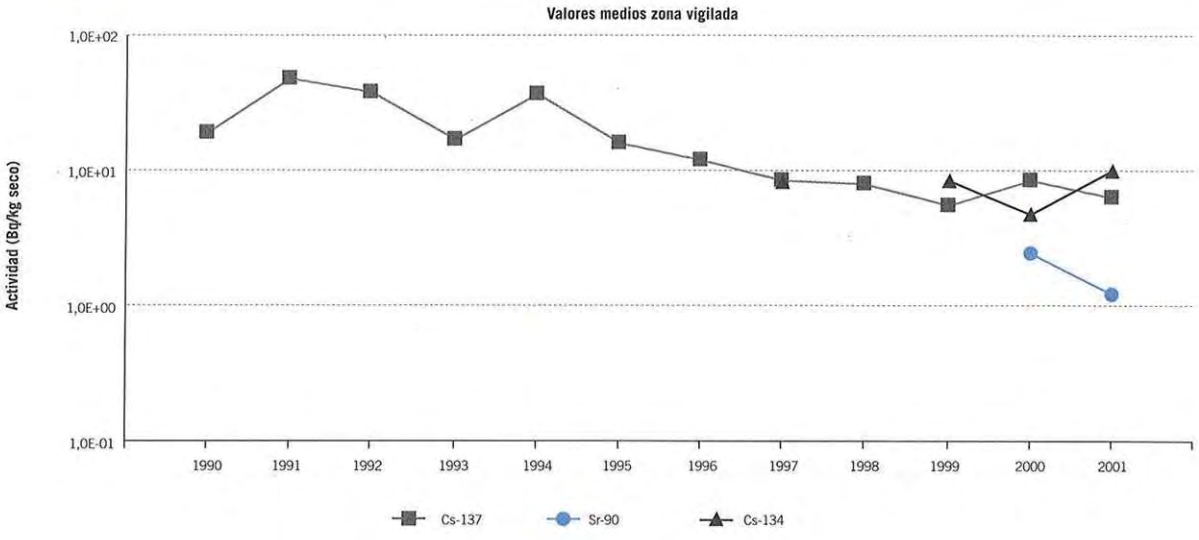


Figura 4.5. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

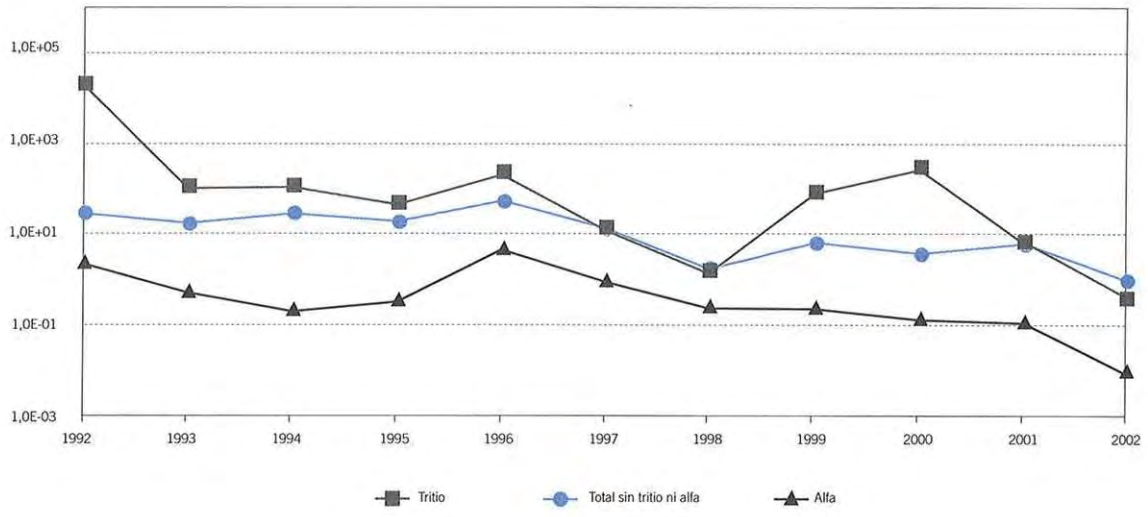
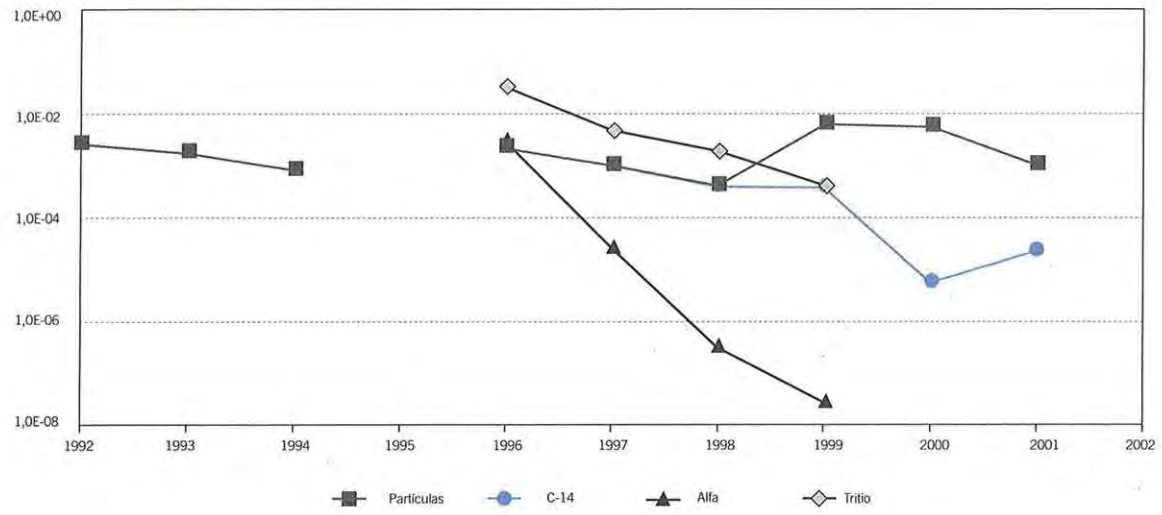


Figura 4.6. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



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 m^3.

En la tabla 4.4 se resumen 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 4.3. Gestión de residuos radiactivos sólidos acondicionados desarrollada en Vandellós I. Año 2002

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
1.073	130	201,05	342	731	168

CMT: Contenedor metálico de transporte.

Tabla 4.4. Almacenamiento de residuos radiactivos en Vandellós I a 31de diciembre de 2002

Instalación de almacenamiento	Residuos almacenados
Almacén del BIC	12 bidones de 220 litros con residuos varios no acondicionados
	267 bidones de 220 litros de escombros y escarificados
	111 bultos de residuos varios acondicionados
	540 bultos de escombros
	57 big-bag de aislamiento térmico
Almacén temporal de contenedores	5 contenedores tipo CBE con residuos del vaciado de las piscinas
	230 contenedores tipo CME-1 con grafito triturado
	93 contenedores tipo CBE-1 con estribos y absorbentes
	10 contenedores tipo CE-2 que contienen 180 bultos de 220 litros con grafito y estribos
	4 contenedores tipo CE-2a que contienen las piezas
	irradiadas que estaban almacenadas en los pozos tipo C
	1 contenedor tipo CE-2a que contiene 11 bidones de 220 litros de residuos varios
	de desmantelamiento
Planta de hormigonado	90 bultos acondicionados de escombros
	99 bidones de 220 litros pendientes de hormigonar
	4 CMT para optimización

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 generados	Bultos de 220 litros evacuados	Bultos de 220 litros almacenados	Capacidad almacenes	Ocupación almacenes
5.072	4.151	741	1.290	57,44%

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	95.944	489
Cables	133.120	270
Chatarra no ferrosa	64.980	96
Varios	69.256	252
Chatarra ferrosa	6.951.280	12.526
Total	**7.314.580**	**13.633**

Tabla 4.7. Resumen de los paramentos 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	535	71
Grandes piezas	97	70

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 febrero del año 2002 se inició la construcción de la cubierta de arcosas (90 cm de espesor) que cubre la superficie de las eras remodeladas y actúa como capa de protección contra la emisión de radón, sobre esta capa se coloca una capa de estéril de mina (90 cm de espesor), que actúa como capa de protección contra la erosión y por último la capa de tierra vegetal o capa más superficial en la que se dispondrán especies vegetales colonizadoras autóctonas.

En septiembre de 2002 se inició el extendido de la segunda capa (estéril de mina), ya que, por la elevada pluviosidad, no fue posible continuar con la capa de arcosas.

La construcción de estas capas está sometida al *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

El 7 de mayo de 2002, el CSN apreció favorablemente la revisión 1 del *Manual de protección radiológica* de la planta, revisado para adaptarlo al nuevo *Reglamento de protección radiológica contra radiaciones ionizantes.*

El 14 de mayo de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución previo informe del CSN autorizando la revisión 2 del *Reglamento de funcionamiento* de las actividades de desmantelamiento de la planta Elefante.

El 24 de junio de 2002, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución, previo informe del CSN, aprobando la revisión 1 del *Plan de clausura* aplicable al desmantelamiento de la Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio.

4.2.1.3. Sucesos

Durante el año 2002 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* y un único programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas.

En cuanto a simulacros de emergencia, en la situación actual de la instalación no se requiere la realización de los mismos.

4.2.1.5. Inspecciones

En la planta Elefante se realizaron tres 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 sobre el cumplimiento de las condiciones del *Plan de clausura* y seguimiento general del proyecto de desmantelamiento.

En la planta Quercus las inspecciones se llevaron a cabo sobre el seguimiento general de las actividades de la planta y de los documentos de explotación.

4.2.1.6. Efluentes

La planta Elefante está en situación de parada definitiva y no se produjeron efluentes radiactivos líquidos a lo largo del año 2002, 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

La Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 17 de marzo de 1995 dio por finalizadas las actividades de desmantelamiento y restauración del emplazamiento, iniciándose el período de cumplimiento, establecido en diez años, e indicaba las normas de seguridad y protección radiológica que debían aplicarse durante dicho período.

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enresa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

Durante el año 2002 se realizaron tres inspecciones, para verificar las condiciones generales, hidrológicas y geológicas impuestas en el plan de vigilancia y mantenimiento para el período de cumplimiento del emplazamiento. No se encontraron desviaciones significativas con el programa establecido.

El Consejo de Seguridad Nuclear informó no favorablemente sobre la revisión 2 del *Plan vigilancia y mantenimiento* propuesto por Enresa. El documento se considera aceptable en cuanto al programa de vigilancia radiológica ambiental se refiere; sin embargo, los aspectos relacionados con el control de hidrogeología del emplazamiento deben ser mejorados, por lo que el titular debe presentar una nueva redacción del documento.

4.2.2.1. Efluentes

La fábrica de uranio de Andújar (FUA) 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 2001, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 50 muestras y se realizaron del orden de 350 análisis.

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 actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al LID y el valor medio del mismo.

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

Tabla 4.8. Resultados PVRA. Agua superficial (Bq/m^3). Fábrica de uranio de Andújar, 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	2,91 10^2 (1,49 10^{-2} – 4,90 10^2)	8/8	2,22 10^2
Beta total	3,36 10^2 (1,91 10^2 – 4,66 10^2)	8/8	9,18 10^1
Beta resto	< LID	0/8	9,56 10^1
Uranio total	1,81 10^2 (4,97 10^1 – 4,92 10^2)	8/8	–
Th-230	3,41 10^1 (1,57 10^1 – 4,62 10^1)	8/8	6,00 10^0
Ra-226	7,22 10^0 (3,90 10^0 – 1,03 10^1)	8/8	2,74 10^0
Pb-210	< LID	0/8	4,39 10^0
Espectrometría α			
U-234	9,83 10^1 (5,10 10^1 – 2,60 10^2)	8/8	6,48 10^0
U-235	6,71 10^0 (2,40 10^0 – 1,70 10^1)	7/8	3,31 10^0
U-238	8,45 10^1 (4,30 10^1 – 2,10 10^2)	8/8	5,67 10^0

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.

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enusa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

Durante el año 2002 se realizaron tres inspecciones de verificación de las condiciones generales, hidrológicas y geológicas 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.

El titular, de acuerdo con lo establecido en la resolución citada, solicitó la concesión de declaración de clausura del emplazamiento restaurado de la planta Lobo-G. El CSN está evaluando la documentación presentada en apoyo de esa solicitud.

4.2.3.1. Efluentes

En la planta Lobo-G de La Haba no se produjo 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 2001, 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, así mismo, 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.

Tabla 4.9. Resultados PVRA. Aire. Planta Lobo-G 2001

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo (Bq/m^3)			
Alfa total	$9{,}49\ 10^{-5}$ ($3{,}54\ 10^{-5} - 2{,}05\ 10^{-4}$)	12/12	$6{,}74\ 10^{-6}$
Uranio total	$1{,}43\ 10^{-4}$	1/4	$2{,}66\ 10^{-5}$
Th-230	$1{,}61\ 10^{-4}$ ($8{,}69\ 10^{-5} - 2{,}17\ 10^{-4}$)	4/4	$2{,}03\ 10^{-5}$
Ra-226	$1{,}80\ 10^{-5}$ ($1{,}71\ 10^{-5} - 1{,}89\ 10^{-5}$)	2/4	$1{,}21\ 10^{5}$
Pb-210	$4{,}46\ 10^{-4}$ ($2{,}52\ 10^{-4} - 7{,}03\ 10^{-4}$)	4/4	$1{,}89\ 10^{-5}$
Rn-222	$3{,}45\ 10^{1}$ ($1{,}00\ 10^{1} - 9{,}00\ 10^{1}$)	13/13	–
TLD (mSv/año)	$1{,}83\ 10^{0}$ ($9{,}92\ 10^{-1} - 3{,}22\ 10^{0}$)	47/47	–

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 está situado en Barcelona, en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Cataluña y Arbi en Bilbao, en los Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales J.L. Torrontegui e Ibarra (Labein).

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 2002 se realizó una inspección de seguimiento y control de las actividades de descontaminación y desmantelamiento. No se encontraron desviaciones con el programa establecido. Concluidas las actividades de desmantelamiento del reactor, el titular solicitó, en noviembre de 2002, la clausura de la instalación. Se está evaluando la documentación presentada.

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. Dado que dichas operaciones no se iniciaron durante el 2002, no se realizó ninguna inspección en ese año.

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 2002.

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 a El Cabril, sólo precisa, en la mayoría de las ocasiones, de los bultos del tipo industrial.

Los bultos en los que se transportan los materiales fisionables (fundamentalmente combustible no

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.
- $3x10^3$ A_1
- $3x10^3$ 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.

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 2002, el CSN informó siete solicitudes de convalidación de certificados extranjeros y dos de renovación de la aprobación de bultos de origen español, que se recogen en la tabla 5.5.

5.1.2.2. Autorización de transportes

En el año 2002, el CSN informó sobre tres autorizaciones de transporte, que se recogen en la tabla 5.2, dos de ellas de elementos combustibles no irradiados, desde la fábrica de Juzbado a una central nuclear finlandesa y desde Alemania a la central nuclear de Trillo, y otra de óxido de uranio desde el Reino Unido hasta la fábrica de Juzbado.

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 han efectuado varias sobre 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 2002 se realizaron 28 inspecciones relacionadas con el transporte: 10 por

Tabla 5.2. Informes sobre autorizaciones de transporte en el año 2002

Fecha del informe	Procedencia	Destino	Tipo de transporte
08/05/02	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102 elementos combustibles no irradiados
24/10/02	Alemania	Central nuclear de Trillo	44 elementos combustibles no irradiados
28/11/02	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	250 Tm de uranio como óxido de uranio en polvo

el propio CSN, 16 por los servicios que desempeñan las encomiendas de funciones en las comunidades autónomas y dos en colaboración entre ambos.

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 con 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 2002. Además se destaca el transporte por Enresa de residuos radiactivos a su instalación de El Cabril, con un total de 158 expediciones de residuos procedentes de las instalaciones nucleares, 28 procedentes de instalaciones radiactivas, 15 desde Acerinox y 28 desde Siderúrgica Sevillana (residuos derivados de los respectivos incidentes).

5.1.4. Incidencias

Las incidencias ocurridas en el transporte de material radiactivo en el año 2002 se recogen en la tabla 5.4.

Se puede observar un significativo descenso de las incidencias en las operaciones de carga y descarga en aeropuertos respecto a las ocurridas en años anteriores, a pesar de que se mantiene el gran número de transportes de material radiactivo de aplicación médica por esta vía. En el único caso ocurrido sólo se han producido deterioros externos del embalaje, sin salida de material y, por tanto, sin riesgo radiológico alguno. En consecuencia, aunque será preciso seguir observando la evolución de estas incidencias, se consideran positivas las actuaciones puestas en vigor por los principales operadores del transporte aéreo.

Únicamente es destacable el otro incidente ocurrido en 2002. El 17 de enero en el km 212 de la Nacional IV, situado entre Valdepeñas y Santa Cruz de Mudela (Ciudad Real), un vehículo de la empresa Nacional Express S.A. alcanza por detrás a un camión y se sale de la autovía, muriendo el conductor. En el vehículo se transportaban 26 bultos radiactivos exceptuados y del tipo A, que contenían diversos radiofármacos. Dos de los bultos perdieron el blindaje, pero sin salida del material radiactivo, y el resto sufrió daños en los embalajes externos. Tras la intervención directa del CSN con el apoyo de las empresas expedidoras y del transportista, se procedió a la restauración de los blindajes y a la recuperación y traslado seguro de todos los bultos. El análisis final del incidente concluyó que no hubo consecuencias radiológicas para el público ni para el medio ambiente y que las dosis recibidas por el personal de intervención estuvieron por debajo de los límites reglamentados. Por otra parte, el análisis puso de manifiesto una serie de lecciones aprendidas que han dado lugar a la puesta en vigor de mejoras en las actuaciones de emergencia del CSN y de los expedidores y transportistas de este tipo de material radiactivo.

Tabla 5.3. Transportes de materiales fisionables efectuados en el año 2002

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
03-02-2002	Enusa (Juzbado)	Cofrentes	60	ECF
08-01-2002	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
08-01-2002	Alemania	Trillo	24	ECF
14-01-2002	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	28	ECF
14-01-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.437,122	KG OU
28-01-2002	Enusa (Juzbado)	Alemania	60	ECF
28-01-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.505,138	KG OU
30-01-2002	Enusa (Juzbado)	Almaraz	36	ECF
11-02-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.254,825	KG OU
13-02-2002	Enusa (Juzbado)	Suecia	44	ECF
25-02-2002	Enusa(Juzbado)	Alemania	20	ECF
26-02-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.169,780	KG OU
11-03-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.395,470	KG OU
18-03-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.132,000	KG OU
25-03-2002	Enusa (Juzbado)	Enusa (Juzbado)	16	ECF
08-04-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.307,700	KG OU
01-05-2002	Enusa (Juzbado)	Bélgica	16	ECF
13-05-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.481,154	KG OU
27-05-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.273,484	KG OU
28-05-2002	Enusa(Juzbado)	Suecia	2	ECF
04-06-2002	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102	ECF
06-06-2002	Enusa (Juzbado)	José Cabrera	16	ECF
08-06-2002	Enusa (Juzbado)	Estados Unidos	678	BCF
10-06-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	10.807,000	KG OU
17-06-2002	Enusa (Juzbado)	Ascó	28	ECF
01-07-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.417,342	KG OU
01-07-2002	Enusa (Juzbado)	Ascó	36	ECF
14-07-2002	Enusa (Juzbado)	Reino Unido	1.033,900	KG OU
15-07-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.498,549	KG OU
26-08-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.423,262	KG OU
09-09-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	9.955,481	KG OU
23-09-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.992,434	KG OU
07-10-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	17.758,584	KG OU
21-10-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.544,182	KG OU
28-10-2002	Enusa (Juzbado)	Santa Mª de Garoña	116	ECF
02-11-2002	Enusa (Juzbado)	Estados Unidos	380	BCF
04-11-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.420,923	KG OU
11-11-2002	Enusa (Juzbado)	Ascó	36	ECF
18-11-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.703,205	KG OU
02-12-2002	Enusa (Juzbado)	Ascó	28	ECF
09-12-2002	Alemania	Trillo	20	ECF
16-12-2002	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.218,828	KG OU

KG OU: kilogramos de uranio en forma de óxido. ECF: elementos combustible frescos. BCF: barras de combustible fresco.

Tabla 5.4. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2002

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
17/01/02	Madrid	Diversos centros médicos andaluces	Varios	Nacional Express	Autovía N-IV km 212	Accidente de vehículo con 26 bultos de tipo A y exceptuados. Dos pierden el blindaje. Se procede a la recuperación segura de todos los bultos. No hubo contaminación. No hubo irradiación del público. Dosis recibidas por el personal de intervención dentro de los límites.
03/11/02	Francia	Palma de Mallorca	Cis Bio International	Iberia	Aeropuerto de Barajas-Madrid (en tránsito)	Caída y arrollamiento de un bulto tipo A con Ga-67. Deterioro externo. Sin consecuencias radiológicas.

5.1.5. Dosimetría personal

El número de trabajadores controlados fue de 54, a los que correspondió una dosis colectiva de 175 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores resultó ser de 3,65 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 7,31% 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).

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 2002, el CSN no emitió 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.

Cabe destacar que durante el año 2002 se procedió a la modificación de oficio de la resolución de

Tabla 5.5. Informes de aprobación o convalidación de bultos de transporte en el año 2002

Identificación española	Denominación	Identificación país origen	Informe CSN
E/001/B(U)	ENI-202	E/001/B(U)	12/12/02
E/023/AF-85	RA-3	USA/4986/AF-85	08/07/02
E/038/B(U)	TNB 0145	B/30/B(U)	17/09/02
E/053/AF-96	RA-3D	D/4306/AF-96	09/10/02
E/054/AF	MCC	USA/9239/AF	15/04/02
E/077/B(U)F-85	ENSA-DPT	E/077/B(U)F-85	08/05/02
E/096/B(U)	0924W	GB/0924W/B(U)	01/02/02
E/103/H(U)-96	UF_6 48Y/48X	USA/0592/ H(U)-96	10/09/02
E/0106/AF	SP-1	USA/9248/AF	26/04/02

aprobación de tipo de varios modelos de DIH, a fin de adaptar el condicionado de su aprobación de tipo, a la posibilidad de que al final de su vida útil, estos aparatos puedan ser gestionados como residuos convencionales. Esto es el primer paso, al que seguirán otras actuaciones de este organismo, con el objetivo final de conseguir que sólo se comercialicen DIH que cumplan los requisitos establecidos en la resolución de la DGE de fecha 11 de abril de 1996 para su gestión como residuos convencionales.

En el año 2002 el CSN emitió 23 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 el 2002, 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 2002

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
Dylog\Dyxim FB	Prisma Manutención y Control, S.L.	IA	GRX	21/01/02
Ionscan\400B	Tecosa	DEX	GRX	30/01/02
Ziton\SerieZP700\ZP710-2	Casmar Electrónica, S.A.	DH	GRX	11/02/02
Ziton\Serie Z600\ZP610-1 y Z-610[a]	Casmar Electrónica, S.A.	DH	GRX	11/02/02
Phoenix\PCBA Analyser 160t	Maquinaria Suiza, S.A.	ICE	GRX	28/02/02
Gent\17830-01 (Xen-Det-1)	Esser Systems, S.A.	DH	GRX	02/04/02
Cofem\DIH-4	Cofem, S.A.	DH	AFR	11/04/02
Heimann Systems\Hi-Scan 10065 HDX	Tecosa	ERXIB	GRX	11/04/02
Heimann Systems\Hi-Scan 145180	Tecosa	ERXIB	GRX	10/05/02
Pluritec\Vista XR	Pluritec, S.P.A.	FCI	GRX	05/06/02
Pluritec\Inspecta XR	Pluritec, S.P.A.	FCI	GRX	27/06/02
Heuft\LTFM71	Heuft Hispania, S.A.	MN	GRX	16/07/02
Heuft\LTFM77	Heuft Hispania, S.A.	MN	GRX	16/07/02

Tabla 5.6. Informes sobre aprobaciones de tipo de aparatos radiactivos en 2002 (continuación)

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
Pluritec\X-Check 300	Pluritec, S.P.A.	FCI	GRX	23/07/02
Molecular Analytics GP-IMS y FP-IMS	Sistemas, Instalaciones y Redes (SIR, S.A.)	EF	AFR	24/09/02
Zettler A-610	Tyco Fire & Security	DH	AFR	14/10/02
Cerberus\F-7	Cerberus Protección S.A.	DH	AFR	14/10/02
Cerberus\F-9	Cerberus Protección S.A.	DH	AFR	14/10/02
Aguilera Electrónica\AE-81	Aguilera Electrónica S.L.	DH	GRX	22/10/02
Heimann Systems\Hi-Scan 6030	Tecosa	ERXIB	GRX	25/10/02
Gemaber\DIH-906	Gemaber Electronica S.A.	DH	AFR	12/11/02
Guardian Iberica\IG-50	Comercial Dalarna, S.L.	DH	AFR	15/11/02
Esser\Gama 9000	Thyssen Electrónica, S.A.	DH	AFR	25/11/02

Tipo de equipo:
- GRX: generador de rayos X
- AFR: aparato con fuente radiactiva

Campo de aplicación:
- ERXIB: equipo para inspección de bultos y equipajes
- DH: detector de humos
- DEX: detector explosivos
- IA: equipo de inspección de alimentos
- MN: medidor de nivel
- ICE: inspección de circuitos electrónicos
- FCI: fabricación de circuitos impresos
- EF: espectrómetro de fluorescencia

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 2002 el CSN elaboró informes para 23 transferencias a Enresa de diversos materiales y fuentes radiactivas. En 11 de estos casos la empresa o entidad solicitante no disponía de instalación radiactiva y el resto de los solicitantes eran titulares de instalaciones.

Otro caso del mismo carácter, aunque con una regulación especial, lo constituye la retirada de las dotaciones de radio de uso médico antiguamente utilizadas en radioterapia y cuya dispersión, de libre uso en su momento, y alta peligrosidad justificaron disponer su incautación sin coste para sus titulares. El Ciemat se ocupa de su retirada previo informe del CSN. En el año 2002 se informó de una retirada.

5.3.2. Instalaciones afectadas por el incidente de fusión de una fuente de cesio-137 ocurrido en la planta de producción de acero de Acerinox

Las operaciones de descontaminación y limpieza de la planta de producción de acero de Acerinox de Los Barrios (Cádiz) finalizaron en el año 2000 con el cambio de los enfriadores de los gases de salida de los hornos, que no pudieron ser descontaminados en su interior. Una vez finalizadas las operaciones de limpieza y descontaminación de las instalaciones, además de los residuos enviados a El Cabril, se generaron del orden de 2000 toneladas de materiales residuales con muy bajas concentraciones de cesio-137. Estos materiales residuales eran en su mayoría polvo de humo.

Acerinox solicitó al CSN autorización para gestionar parte de estos materiales residuales de forma convencional, mediante evacuación en el depósito de seguridad de las instalaciones del Complejo Medioambiental de Andalucía, S.A. (CMA), situado en Nerva (Huelva), por las vías habituales de gestión implantadas en su factoría. La opción planteada por Acerinox se contempla en el vigente *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* que, en su artículo 35, apartado 1, letra g) de su anexo I, requiere la declaración de práctica exenta a la mencionada vía de gestión. La exención se refiere a cualquier requisito técnico o legal que pudiera derivarse de su contenido radiactivo.

La Dirección General de la Energía, mediante Resolución de 20 de marzo de 2000, declaró *práctica exenta la evacuación de una parte de los materiales residuales, existentes en la planta de Acerinox, S.A., de Los Barrios (Cádiz), en el depósito de seguridad del Complejo Medioambiental de Andalucía, S.A., situado en Nerva (Huelva).*

El Consejo remitió en julio de 2001 un escrito a la Junta de Andalucía y al Ministerio de Economía expresando su preocupación en relación con las sacas que estaban previstas enviar al vertedero de Nerva, y todavía continuaban en la acería.

Ante las dificultades de índole social planteadas para evacuar 210 sacas con una concentración de cesio-137 comprendida entre 10 y 16 Bq/g, es decir, superior al nivel de exención genérico e inferior al nivel de exención específico si se evacuasen en Nerva, Acerinox solicitó a la Dirección General de Política Energética y Minas autorización para que Enresa pudiera retirar de la citada planta de Acerinox, el material con una tasa de actividad por unidad de masa de cesio-137 superior a 10 Bq/g, y que se declarase como práctica exenta la evacuación del resto del material.

La Dirección General de Política Energética y Minas, mediante resolución de 5 de julio de 2002, resolvió que no existía ninguna objeción a la retirada por Enresa de los materiales con actividad por unidad de masa de cesio-137 superior a 10 Bq/g, y que la gestión de los materiales con actividad por unidad de masa de cesio-137 igual o inferior a 10 Bq/g estaba considerada como práctica exenta en virtud de lo establecido en el punto 1 del anexo I del Real Decreto 1836/99, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas.*

El 13 de agosto de 2002 finalizó la retirada por parte de Enresa de los residuos radiactivos con actividad específica comprendida entre 10 y 16 Bq/g, objeto de la resolución de 5 de julio de 2002.

Con respecto al Centro de Recuperación de Inertes (CRI-9), ubicado en las Marismas de Mendaña, provincia de Huelva, la Dirección General de Política Energética y Minas, por resolución de 15 de enero de 2001, previo informe del Consejo de 3 de noviembre de 2000, comunicó a Egmasa que la alternativa seleccionada había sido la alternativa 2, consistente en extender una capa de arcilla sobre los frentes de vertido afectados. Adicionalmente,

en la citada resolución se requiere a Egmasa que establezca los medios necesarios para garantizar de forma efectiva que los usos del terreno y de las aguas de la zona afectada se llevarán a cabo de forma congruente con la situación en que se encuentren, y la necesidad de realizar un plan de vigilancia de la contaminación radiactiva a largo plazo, supervisado y controlado por el CSN, cuya continuidad deberá garantizarse al menos durante 30 años.

A finales de 2001 concluyeron las obras de acondicionamiento mediante la extensión de una capa de arcilla sobre los frentes de vertido afectados, y se inició el plan de vigilancia mediante la realización de un control radiométrico de la zona, la vigilancia de las aguas subterráneas con la realización de sondeos alrededor de los dos frentes contaminados, y el establecimiento de un programa de medida y análisis de muestras de agua en dichos puntos.

Durante el año 2002, Egmasa presentó el informe final sobre la normalización del CRI-9, que pretende recopilar la información requerida en la Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de fecha 15 de enero de 2001.

5.3.3. Instalaciones afectadas por el incidente de fusión de una fuente de cesio-137 ocurrido en la acería de Siderúrgica Sevillana S.A. de Alcalá de Guadaira (Sevilla)

Durante el año 2002 finalizaron las actuaciones de recuperación de la acería de Siderúrgica Sevillana S.A., que resultó contaminada como consecuencia de la fusión de una fuente de cesio-137, el 7 de diciembre de 2001, habiéndose establecido por el Ministerio de Economía, previo informe del CSN un plan de actuación para la recuperación de la planta.

En este plan de actuación el CSN fijó los siguientes criterios radiológicos para su ejecución:

- La descontaminación debía alcanzar un grado de limpieza que garantizase que las dosis máximas residuales fuesen inferiores a 1 mSv/a[1].
- Los residuos radiactivos que se generasen como consecuencia del suceso, debían ser gestionados por Enresa.
- Los trabajos debían ser supervisados por una Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR).
- Los resultados de la recuperación debían ser apreciados favorablemente por el CSN antes de darse por finalizado.

De forma inmediata, Siderúrgica Sevillana, S.A., bajo la supervisión de la unidad técnica de protección radiológica comenzó la retirada de materiales contaminados del vertedero y su traslado a la acería. Esta operación se prolongó hasta el 27 de diciembre de 2001.

Las operaciones de limpieza y descontaminación de la línea de evacuación de humos en la acería finalizaron el 9 de enero de 2002. Siderúrgica Sevillana envió un informe al CSN, sobre la situación de la línea de proceso. Los datos fueron verificados in situ por la inspección; y tras su análisis, el CSN autorizó el encendido del horno y la vuelta a la operación normal de la acería.

Las operaciones de recuperación del resto de las zonas afectadas por el suceso, la planta de inertización y el foso en el que se vertieron los polvos contaminados inicialmente, continuaron hasta finales de enero de 2002.

El CSN supervisó de forma continua los trabajos de recuperación y mantuvo en la acería a un

1. 1 miliSievert/año es el límite anual de dosis fijado por la normativa española, comunitaria e internacional para el público.
1 miliSievert/año (mSv/a) = 1.000 microSievert/año (μSv/a)

inspector cuando consideró que los trabajos que se estaban ejecutando suponían algún riesgo especial o alcanzaban un hito significativo del plan de actuación.

El suceso no tuvo consecuencias radiológicas sobre los trabajadores de la acería:

- Se midió la contaminación interna de 24 trabajadores que realizaron alguna actividad en la zona o con los materiales contaminados. En todos los casos los resultados han sido negativos, no habiéndose detectado cesio-137 en ninguno de ellos.

- Todos los trabajadores que participaron en estas operaciones recibieron una dosis externa inferior a 0,15 mSv y la mayoría, una dosis inferior a 0,04 mSv. Es decir, todos los trabajadores recibieron una dosis muy inferior al límite anual de dosis establecido para la población en las normas nacionales, comunitarias e internacionales.

El suceso no tuvo consecuencias radiológicas sobre el medio ambiente:

- Las medidas y análisis de las muestras tomadas fuera de la acería indicaron que no hubo contaminación fuera de la planta, con excepción del vertedero de Alcalá del Río.

- Al vertedero de Alcalá del Río se enviaron 135 T de polvo inertizado contaminado que se vertieron sobre dos frentes de inertes en un depósito en el que sólo se almacenan este tipo de residuos. Los frentes de vertidos eran claramente identificables y el vertedero fue descontaminado, para lo que ha sido necesario retirar unas 283 T de material bajo la supervisión de la unidad técnica de protección radiológica.

El acero y las escorias producidos no resultaron contaminados.

El sistema de evacuación de polvo del Horno 1 de la acería resultó contaminado en toda la línea. Los niveles de contaminación más altos se detectaron en puntos de acumulación de polvo, especialmente en los codos de la línea de humo, en el ciclón de aspiración de humos, cambiadores de calor, en las cajas de recogida de polvo de los filtros de mangas, en los conductos de transferencia del polvo, el silo al que se transfiere el polvo desde los filtros y en la planta de inertización de polvo. Todos estos sistemas fueron descontaminados y la planta recuperó la operación normal a finales de enero de 2002.

En las operaciones de recuperación de la acería se generó un volumen de 315,3 m^3 de residuos radiactivos que fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril, en 28 expediciones, tal como se indica en el apartado 5.1.3 de este capítulo.

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 trabajadores 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.

En este sentido cabe destacar que a lo largo del año 2002 se ha llevado a cabo el análisis de los resultados obtenidos por los 22 servicios de dosimetría personal externa participantes en la tercera campaña de intercomparación organizada por el CSN.

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 durante el año 2002 se iniciaron los trámites necesarios 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.

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) para centralizar 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 2002, había registros de un total de aproximadamente 8.913.500 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 210.400 trabajadores y a unas 32.400 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 Unscear.
- La Comisión Europea que, en cumplimiento de las disposiciones de las normas básicas de seguridad y protección radiológica de la Unión Europea, requiere periódicamente a todos los estados miembros la remisión de información estadística sobre las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos.
- La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE que, antes de disponer de una base de datos propia, solicitó en diversas ocasiones

información de carácter estadístico sobre las dosis 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.

Al cierre del año 2002 el CSN había distribuido un total de 5.207 carnés radiológicos con el nuevo formato destinados a los trabajadores de un total de 250 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 datos dosimétricos correspondientes al año 2002

Se exponen a continuación los resultados del control dosimétrico de los trabajadores profesionalmente expuestos en España a lo largo del año 2002. 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 2002 ascendió a 86.379[1], a las que correspondió una dosis colectiva de 43.664 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 0,91 mSv/año.

En la figura 6.1 se muestra la distribución de las dosis de las personas expuestas en España en el año 2002. 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 el límite reglamentario de dosis para personal profesionalmente expuesto es de 50 mSv/año:

- Un 98,90% de los trabajadores controlados dosimétricamente (85.427) recibió dosis inferiores a 5 mSv/año.
- Un 99,91% de los trabajadores controlados dosimétricamente (86.304) 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 11 trabajadores, todos ellos pertenecientes al sector de instalaciones radiactivas (8 de ellos corresponden al sector de instalaciones médicas y 3 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.

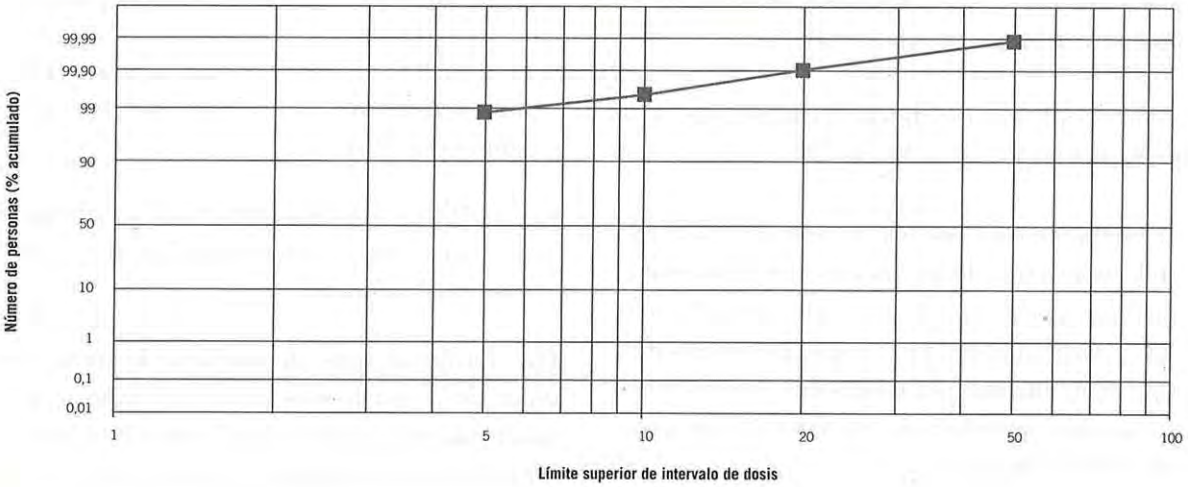
En la tabla 6.1 se resume la información dosimétrica (número de trabajadores, dosis colectiva y dosis individual media) para cada uno de los sectores laborales considerados dentro de este informe y asimismo en las figuras 6.2 y 6.3 se representan los valores de la dosis colectiva y la dosis individual 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 (32.612 mSv.persona), siendo estas últimas, asimismo, las más representativas en cuanto al número de trabajadores (68.659 personas, un 79,49% del total).

1. Dado que los datos dosimétricos se han extraído del Banco Dosimétrico Nacional, el número global de trabajadores expuestos en el país no coincide con la suma de los trabajadores de cada uno de los sectores informados ya que puede ocurrir que haya trabajadores trabajando en distintos sectores a lo largo del año.

Figura 6.1. Distribución de las dosis de las personas expuestas en España durante el año 2002



- Los valores inferiores de dosis individual media se registran en el sector de las instalaciones de investigación (0,37 mSv/año) dentro de instalaciones radiactivas.

- Con objeto de realizar una valoración global de la dosimetría de los trabajadores expuestos en el sector nucleoeléctrico 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 internacional[2].

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

a) **Reactores tipo: reactores de agua a presión (PWR)**
   - La dosis colectiva por reactor correspondiente al 2002 se mantiene en un nivel muy similar a la correspondiente a 2001, lo cual confirma la tendencia decreciente de los últimos años. Hay que indicar que en el año 2002 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad II, Almaraz unidad I, Trillo, José Cabrera y Vandellós II.

   - La situación en las centrales españolas está en consonancia con la de los países tecnológicamente mas avanzados.

b) **Reactores tipo: reactores de agua en ebullición (BWR)**
   - La tendencia que se venía observando en los últimos años, se ve interrumpida durante el año 2002 debido a que durante la parada de recarga de la central nuclear de Cofrentes se efectuaron una serie de actividades que contribuyeron al aumento de la dosis colectiva por reactor durante este año.

   - Considerando las dosis medias colectivas trianuales por reactor. año se mantiene la tendencia decreciente progresiva que se venía observando a lo largo de los últimos años hasta equipararse con los resultados registrados para este tipo de centrales en el ámbito internacional.

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	6.597	6.507	2,00
Instalaciones del ciclo del combustible, de almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat)	1.090	66	0,41
Instalaciones radiactivas:			
Médicas	68.659	32.612	0,82
Industriales	5.725	3.517	1,28
Investigacion	4.304	754	0,37
Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	230	33	0,87
Transporte	54	175	3,65

- La dosis individual media correspondiente a los trabajadores profesionalmente expuestos implicados en actividades de transporte (3,65 mSv/año) es superior a la del resto de los sectores laborales considerados, aunque hay que indicar que este colectivo, en cuanto a número de trabajadores (54), no es muy significativo.

Por parte de este Organismo se siguen llevado a cabo acciones de control sobre aquella empresa que concentra transportes de material radiofarmacéutico, en cuya manipulación es donde se reciben los valores más altos de dosis (si bien todos ellos están por debajo del límite anual de dosis establecido en la legislación vigente), la cual está realizando un estudio de reducción de dosis que una vez terminado culminará con la implantación de procedimientos de trabajo que incluyan criterios Alara, así como con la mejora de la formación e información de estos trabajadores.

Figura 6.2. Dosis colectiva y número de trabajadores profesionalmente expuestos por sectores. Año 2002

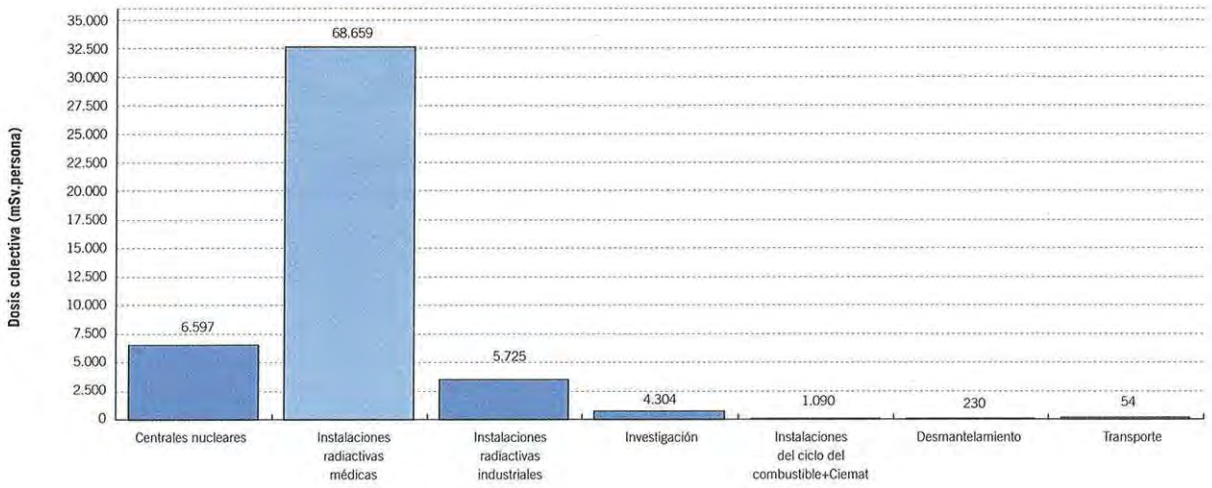


Figura 6.3. Dosis individual media por sectores. Año 2002

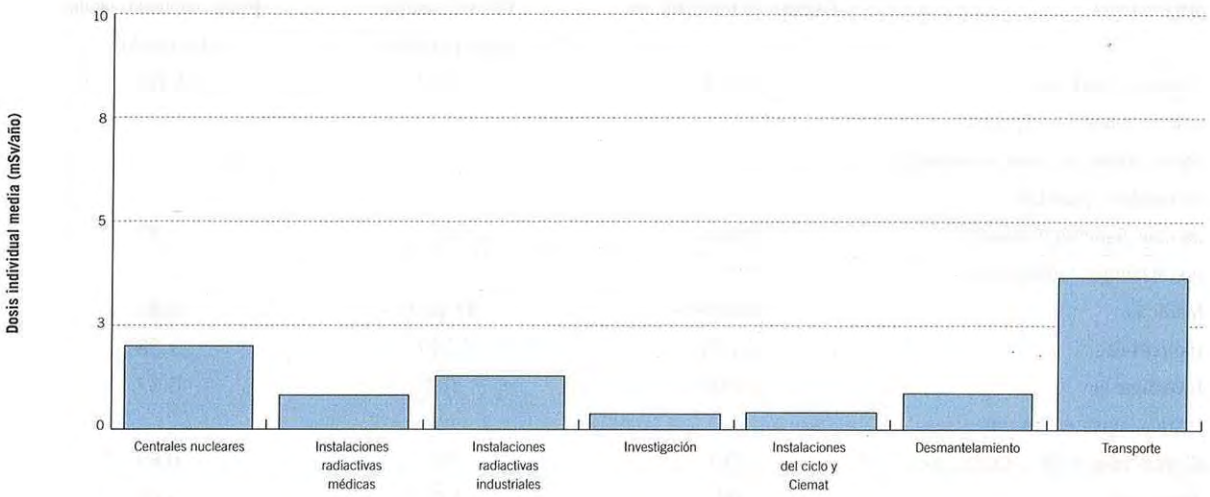
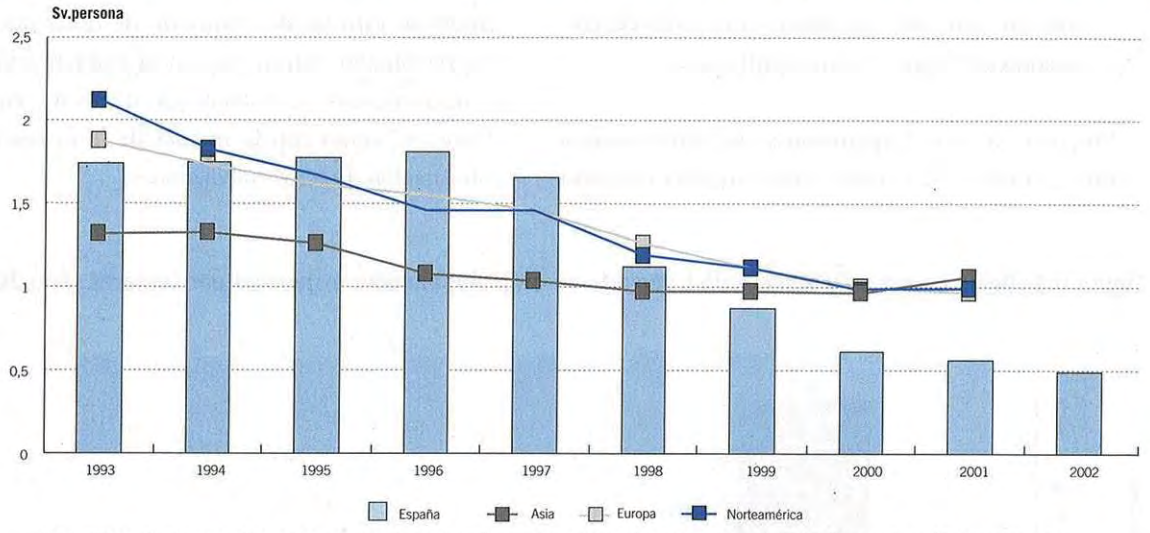
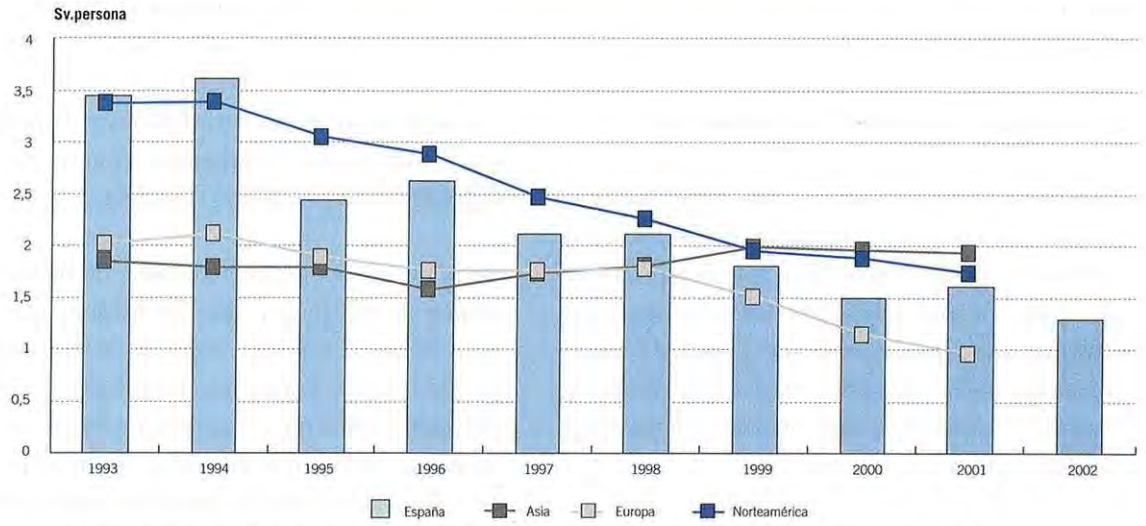


Figura 6.4a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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.

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, *Ley de 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 2002 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, 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 (PVRA), 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 2002 y se presentan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental correspondientes al año 2001. 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* requiere que las instalaciones que puedan dar lugar a residuos radiactivos dispongan de sistemas adecuados de tratamiento y evacuación, a fin de garantizar que las dosis debidas a los vertidos sean inferiores a los límites establecidos en las autorizaciones administrativas y que se mantengan en valores tan bajos como sea posible.

En las centrales nucleares, según el modelo fijado por el CSN e implantado a comienzos de los noventa, se requiere el establecimiento de un programa para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público debidas a los mismos, tan bajas como sea posible y siempre inferiores a los siguientes valores:

1. Un límite anual de dosis equivalente efectiva, referida a cualquier período de doce meses consecutivos, de 1 mSv.

2. Un límite anual de dosis equivalente para la piel y para cualquier otro órgano considerado

individualmente, de 50 mSv, en cualquier período de 12 meses consecutivos.

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). El MCDE es un documento oficial de explotación que recoge los requisitos de control y vigilancia de los efluentes y de la vigilancia radiológica ambiental. En lo relativo a los efluentes radiactivos incluye, además del Procer, una descripción de las principales vías de vertido, la instrumentación de vigilancia de la radiación, la metodología y parámetros necesarios para la estimación de las dosis al público debidas a los vertidos y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación de todos los requisitos establecidos. El Procer contiene, además de la limitación de vertidos, las acciones a tomar cuando se excedan los límites y condiciones establecidos en el mismo, y los procedimientos necesarios para su adecuada implantación, en este programa se establece:

- La instrumentación de vigilancia de los efluentes radiactivos junto con sus condiciones de operabilidad, programa de pruebas y los puntos de tarado de los monitores, calculados de acuerdo a la metodología establecida en el MCDE.

- Los límites instantáneos de concentración de material radiactivo liberado en los efluentes líquidos, derivados a partir de una dosis correspondiente a cinco veces el límite especificado en el apartado 1) anterior.

- Los límites instantáneos de tasa de dosis debida al material radiactivo liberado en los efluentes gaseosos, derivados a partir de una dosis correspondientes a cinco veces el límite especificado en el punto 1 anterior.

- 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 para efluentes radiactivos; se establece un valor global de 0,1 mSv/año, distribuido entre los efluentes líquidos y gaseosos, según lo establecido en el MCDE.

- La obligación de estimar cada 31 días la dosis equivalente 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 de vertido de las instalaciones y la tabla 6.3, un resumen de los programas de muestreo y análisis de las centrales nucleares.

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN los datos relativos a los vertidos líquidos y gaseosos y 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, los cuales se incluyen en sus publicaciones periódicas junto con los facilitados por los demás estados miembros.

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.

El CSN evalúa 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 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 de los vertidos se complementa, además, con las inspecciones de efluentes que periódicamente realiza el CSN a estas instalaciones.

Los vertidos de las instalaciones durante el año 2002 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 6.3. 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	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma
purgas contención			H-3
	Muestra continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Muestra continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Muestra continua	Mensual compuesta	Alfa total
		(filtro partículas)	
	Muestra continua	Trimestral compuesta	Sr-89/90
		(filtro partículas)	
Off-gas (BWR)/tanques	Muestra puntual	Mensual/cada tanque	Emisores gamma
de gases	Continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Continua	Mensual compuesta	Alfa total
		(filtro partículas)	
	Continua	Trimestral compuesta	Sr-89/90
		(filtro partículas)	

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. Así mismo, 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 de La Haba 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 del PVRA son evaluados por el CSN que también realiza auditorias 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 2001 en estos programas, que se presentan en los apartados 1.1.1.9, 1.2 y 4, 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 tipo de muestras y los análisis realizados coinciden con los efectuados por los titulares.

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 γ I-131
Radiación directa	Cambio de dosímetros después de un período de exposición máximo de un trimestre	Tasa de dosis integrada
Agua potable	Muestreo quincenal o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Sr-90 Tritio Espectrometría γ
Agua de lluvia	Muestreo continuo con recogida de muestra mensual	Sr-90 Espectrometría γ
Agua superficial y subterránea	Muestreo de agua superficial mensual o de mayor frecuencia y de agua subterránea trimestral o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Tritio Espectrometría γ
Suelo, sedimentos y organismos indicadores	Muestreo de suelo anual y sedimentos y organismos indicadores semestral	Sr-90 Espectrometría γ
Leche y cultivos	Muestreo de leche quincenal en época de pastoreo y mensual el resto del año y cultivos en época de cosechas	Sr-90 Espectrometría γ I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Muestreo semestral	Espectrometría γ

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. Así mismo, se promovió la participación en su desarrollo, mediante acuerdos de colaboración específicos, de los laboratorios de medida de la radiactividad ambiental integrados en la Red de Estaciones de Muestreo (REM), ubicados en las mismas comunidades autónomas que las correspondientes instalaciones. La implantación de estos nuevos programas, denominados *Programas de vigilancia radiológica ambiental independientes* (PVRAIN), tuvo lugar en 1999.

6.2.2.3. Programas de vigilancia realizados directamente por el CSN

En el año 2001 los programas de vigilancia independiente del CSN fueron realizados por los laboratorios que se indican a continuación:

- Laboratorio de medidas ambientales del Ciemat (PVRAIN de las centrales nucleares José Cabrera y Trillo).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de León (PVRAIN de la central nuclear Santa María de Garoña).

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**	**Sierra Albarrana**	**Planta Quercus**
Aire	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Actividad α total Actividad β total I-131 Sr-90 Espectrometría γ H-3	Actividad β total Sr-90 Espectrometría γ H-3 C-14	Actividad α total U total Th-230, Ra-226, Pb-210 Radón (Rn-222 y descendientes)
Radiación directa	Tasa de dosis integrada		Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada
Aguas subterránea, superficial y potable	Actividad α total Actividad β total y β resto (en superficial y potable) Espectrometría α de uranio (excepto en sondeos)	(sólo agua superficial) Actividad α total Actividad β total Actividad β resto I-131 Sr-90 Espectrometría γ H-3	Actividad β total Actividad β total Sr-90 Espectrometría γ H-3 C-14 Tc-99 I-129	Actividad α total Actividad β total y β resto (en superficial) U total Th-230, Ra-226, Pb-210
Suelo	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Sr-90 Espectrometría γ	Sr-90 Espectrometría γ	Actividad α total U total Th-230, Ra-226, Pb-210
Sedimentos y organismos indicadores	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Sr-90 (en sedimentos) Espectrometría γ	Actividad β total (sedimentos) Sr-90 (organismos indic.) Espectrometría γ H-3 (organismos indicadores) C-14 (organismos indic.)	Actividad α total Actividad β total U total Th-230, Ra-226, Pb-210
Alimentos	Actividad α total Espectrometría α de uranio	I-131 (en leche y vegetales de hoja ancha) Sr-90 (en leche y cultivos) Espectrometría γ	Sr-90 (peces y carne) Espectrometría γ	Actividad α total Actividad β total (peces) U total Th-230, Ra-226, Pb-210

- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Cáceres (PVRAIN de la central nuclear de Almaraz).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Salamanca (PVRAIN de las instalaciones de Juzbado y Quercus).

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	La Haba	FUA
Aire	Actividad β total	Actividad α total	Flujo de Rn-222
	Sr-90	U total	en la superficie del
	Espectrometría γ	Th-230	dique restaurado
	C-14	Ra-226	
	H-3	Pb-210	
		Rn-222 y descendientes	
Radiación directa	Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada	
Aguas: subterránea	(Sólo agua de mar)	Actividad α total	Actividad α total
y superficial	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-239		
Agua de lluvia	Espectrometría γ		
	H-3		
	Sr-90		
Suelo	Sr-90		
	Espectrometría γ		
Sedimentos	Sr-90		
organismos indicadores	Espectrometría γ		
y arena de playa	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 Extremadura-Badajoz (PVRAIN de la instalación de La Haba).
- 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, mo-lecular 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 2001, recogiéndose 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 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 2001. 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 2001 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 de Valencia

La vigilancia radiológica ambiental de la zona de influencia de la central nuclear de Cofrentes está encomendada por el CSN a la Generalidad Valenciana.

Los servicios técnicos de esta comunidad autónoma realizaron durante el año 2001 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 2001, 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

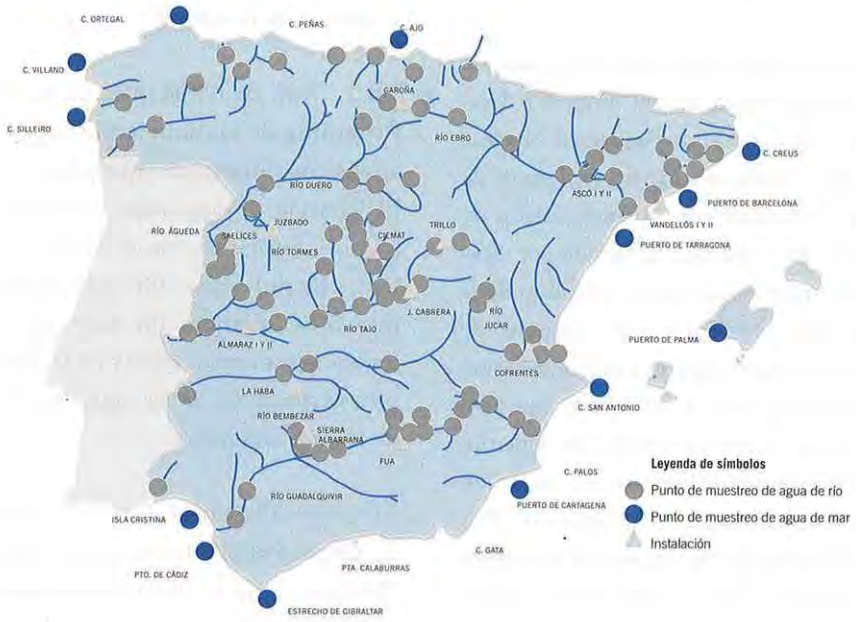
El Consejo de Seguridad Nuclear mantiene un acuerdo específico con el Ministerio de Fomento (antes Mopu) desde 1987 que desarrolla el acuerdo marco de colaboración firmado en 1984 entre ambos organismos, relativo a la vigilancia radiológica permanente de las aguas de todas las cuencas de los ríos españoles.

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.

Los resultados de las medidas radiológicas realizadas durante el año 2001 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

Figura 6.5. Red de estaciones de muestreo del CSN de aguas continentales y costeras



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.

- 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 cabecera hasta 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 2001 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.

En noviembre del año 2001, se observó un incremento en el río Tajo en la estación aguas abajo de Trillo, que reflejaba la elevada actividad medida en una muestra puntual de ese mes, recogida en un punto cercano al vertido, cuya 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 la muestra correspondiente al mes de diciembre, en la que ni siquiera se detecta actividad de tritio por encima del valor del LID.

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 2001 se recogieron muestras en los 13 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 todos los puntos situados en el mar Mediterráneo, excepto en el puerto de Cartagena. En el índice de actividad beta resto se detectó un único valor por encima del LID en una muestra correspondiente al puerto de Cádiz. 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 2001 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

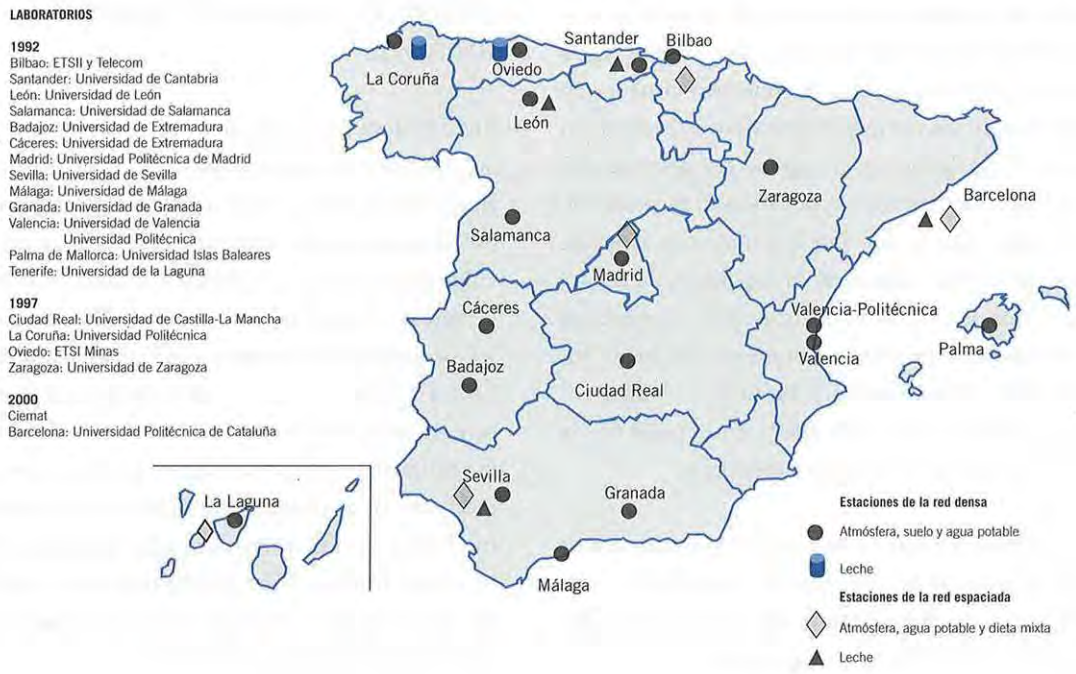


Tabla 6.7. REM: Programa de vigilancia radiológica ambiental de la atmósfera y medio terrestre

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

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 y 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 2001 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 resultaron ser un medio de probada eficacia para mejorar la fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Tabla 6.8. Resultados REM. Aire (Bq/m^3). Año 2001

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Beta total (*)	Sr-90 (*)
Extremadura (Badajoz)	$9{,}19\ 10^{-5}$	$5{,}94\ 10^{-4}$	< LID
Islas Baleares	$8{,}76\ 10^{-5}$	$1{,}01\ 10^{-3}$	< LID
Extremadura (Cáceres)	$5{,}78\ 10^{-5}$	$6{,}27\ 10^{-4}$	< LID
Coruña (Ferrol)	$6{,}14\ 10^{-5}$	$6{,}62\ 10^{-4}$	$1{,}16\ 10^{-5}$
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	$8{,}84\ 10^{-5}$	$6{,}14\ 10^{-4}$	< LID
Cantabria	$3{,}12\ 10^{-5}$	$2{,}57\ 10^{-4}$	$3{,}90\ 10^{-6}$
Granada	$1{,}21\ 10^{-4}$	$4{,}82\ 10^{-4}$	$2{,}64\ 10^{-6}$
León	$1{,}61\ 10^{-4}$	$5{,}65\ 10^{-4}$	$1{,}33\ 10^{-6}$
La Laguna	$1{,}21\ 10^{-4}$	–	$5{,}78\ 10^{-6}$
Politécnica de Madrid	$4{,}93\ 10^{-5}$	$4{,}02\ 10^{-4}$	< LID
Málaga	$6{,}33\ 10^{-5}$	$7{,}37\ 10^{-4}$	$2{,}80\ 10^{-6}$
Oviedo	$8{,}81\ 10^{-5}$	$4{,}43\ 10^{-4}$	$2{,}38\ 10^{-6}$
Bilbao	$5{,}79\ 10^{-5}$	–	$1{,}33\ 10^{-6}$
Salamanca	$6{,}83\ 10^{-5}$	$3{,}22\ 10^{-4}$	< LID
Sevilla	$7{,}25\ 10^{-5}$	$4{,}04\ 10^{-4}$	$1{,}61\ 10^{-6}$
Valencia	$1{,}38\ 10^{-4}$	$4{,}21\ 10^{-4}$	< LID
Politécnica de Valencia	$5{,}81\ 10^{-5}$	$4{,}42\ 10^{-4}$	< LID
Zaragoza	$3{,}36\ 10^{-5}$	$5{,}44\ 10^{-4}$	< LID

(*) Todos estos datos son inferiores al valor de $5{,}00\ 10^{-3}$ Bq/m^3 establecido por la U.E. 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/m^3, Cs-137). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$9{,}52\ 10^{-7}$ ($5{,}50\ 10^{-7} - 1{,}51\ 10^{-6}$)	4/53	$5{,}37\ 10^{-7}$
Bilbao	$2{,}78\ 10^{-7}$ ($1{,}20\ 10^{-7} - 7{,}70\ 10^{-7}$)	24/52	$1{,}93\ 10^{-7}$
La Laguna	$9{,}65\ 10^{-7}$ ($3{,}50\ 10^{-7} - 2{,}40\ 10^{-6}$)	4/51	$7{,}88\ 10^{-7}$
Madrid - Ciemat	$7{,}25\ 10^{-7}$ ($3{,}61\ 10^{-7} - 1{,}09\ 10^{-6}$)	2/52	$3{,}38\ 10^{-7}$
Sevilla	$1{,}29\ 10^{-6}$ ($1{,}18\ 10^{-6} - 1{,}40\ 10^{-6}$)	2/42	$1{,}43\ 10^{-6}$

Tabla 6.10. Resultados REM. Suelo (Bq/kg seco). Año 2001

Universidad	Concentración actividad media		
	Beta total	Sr-90	Cs-137
Extremadura (Badajoz)	$7{,}81\ 10^{2}$	$1{,}27\ 10^{0}$	$3{,}03\ 10^{-1}$
Islas Baleares	$1{,}21\ 10^{3}$	$2{,}33\ 10^{0}$	$1{,}10\ 10^{1}$
Extremadura (Cáceres)	$8{,}90\ 10^{2}$	$2{,}90\ 10^{0}$	$1{,}85\ 10^{1}$
Coruña (Ferrol)	$1{,}98\ 10^{3}$	$2{,}63\ 10^{0}$	$3{,}21\ 10^{1}$
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	$3{,}80\ 10^{2}$	–	$1{,}23\ 10^{1}$
Cantabria	$7{,}31\ 10^{2}$	$2{,}17\ 10^{0}$	$8{,}20\ 10^{0}$
Granada	$1{,}38\ 10^{3}$	$1{,}42\ 10^{1}$	$5{,}49\ 10^{1}$
León	$6{,}14\ 10^{2}$	$7{,}23\ 10^{-1}$	$2{,}16\ 10^{0}$
La Laguna	$2{,}84\ 10^{2}$	$4{,}56\ 10^{-1}$	$1{,}70\ 10^{1}$
Politécnica de Madrid	$1{,}36\ 10^{3}$	$4{,}98\ 10^{0}$	$1{,}59\ 10^{1}$
Málaga	$1{,}05\ 10^{3}$	$9{,}00\ 10^{-1}$	$8{,}00\ 10^{-1}$
Oviedo	$6{,}52\ 10^{2}$	$3{,}82\ 10^{0}$	$4{,}65\ 10^{1}$
Bilbao	$5{,}96\ 10^{2}$	$6{,}97\ 10^{-1}$	$3{,}61\ 10^{0}$
Salamanca	$7{,}35\ 10^{2}$	$4{,}23\ 10^{-1}$	$1{,}09\ 10^{0}$
Sevilla	$2{,}50\ 10^{2}$	$9{,}61\ 10^{-1}$	< LID
Valencia	$6{,}20\ 10^{2}$	$6{,}55\ 10^{-1}$	$3{,}31\ 10^{0}$
Politécnica de Valencia	$8{,}87\ 10^{2}$	$6{,}25\ 10^{-1}$	$7{,}32\ 10^{-1}$
Zaragoza	$5{,}83\ 10^{1}$	< LID	$3{,}96\ 10^{0}$

Tabla 6.11. Resultados REM. Agua potable (Bq/m^3). Año 2001

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Betal total	Sr-90
Extremadura (Badajoz)	< LID	$7{,}90\ 10^{1}$	$6{,}32\ 10^{0}$
Islas Baleares	$1{,}77\ 10^{2}$	$1{,}18\ 10^{2}$	< LID
Barcelona*	$3{,}50\ 10^{1}$	$4{,}12\ 10^{2}$	$3{,}38\ 10^{0}$
Extremadura (Cáceres)	< LID	$8{,}11\ 10^{1}$	$3{,}50\ 10^{0}$
Coruña (Ferrol)	$1{,}05\ 10^{1}$	$3{,}29\ 10^{1}$	< LID
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	< LID	$1{,}38\ 10^{2}$	$5{,}20\ 10^{1}$
Cantabria	< LID	$1{,}23\ 10^{2}$	$1{,}73\ 10^{1}$
Granada	$1{,}48\ 10^{1}$	$3{,}64\ 10^{1}$	$2{,}02\ 10^{1}$
León	$4{,}20\ 10^{1}$	$3{,}47\ 10^{1}$	$1{,}98\ 10^{1}$
La Laguna*	$6{,}64\ 10^{1}$	$3{,}58\ 10^{2}$	$3{,}11\ 10^{0}$
Politécnica de Madrid	$1{,}80\ 10^{1}$	$1{,}50\ 10^{2}$	< LID
Madrid-Ciemat*	$3{,}44\ 10^{0}$	$5{,}93\ 10^{1}$	$3{,}20\ 10^{0}$
Málaga	$2{,}03\ 10^{1}$	$1{,}41\ 10^{2}$	$7{,}78\ 10^{0}$
Oviedo	$1{,}51\ 10^{1}$	$3{,}29\ 10^{1}$	< LID
Bilbao*	$5{,}97\ 10^{0}$	$5{,}96\ 10^{1}$	$5{,}35\ 10^{0}$
Salamanca	$5{,}41\ 10^{0}$	$6{,}35\ 10^{1}$	$1{,}62\ 10^{0}$
Sevilla*	$1{,}72\ 10^{2}$	$1{,}28\ 10^{2}$	$4{,}05\ 10^{0}$
Valencia	$4{,}35\ 10^{1}$	$6{,}32\ 10^{1}$	< LID
Politécnica de Valencia	$2{,}47\ 10^{1}$	$8{,}86\ 10^{1}$	$8{,}69\ 10^{0}$
Zaragoza	$2{,}69\ 10^{0}$	$8{,}69\ 10^{1}$	$2{,}09\ 10^{1}$

(*) Análisis incluidos en la red espaciada.

Tabla 6.12. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (H-3 Bq/m^3). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	<LID	0/12	$1{,}72\ 10^3$
Bilbao	$1{,}04\ 10^3$ ($8{,}49\ 10^2 - 1{,}33\ 10^3$)	4/12	$1{,}51\ 10^3$
La Laguna	$4{,}00\ 10^1$	1/12	$7{,}38\ 10^1$
Madrid - Ciemat	$2{,}80\ 10^3$ ($1{,}85\ 10^3 - 3{,}29\ 10^3$)	3/12	$6{,}79\ 10^2$
Sevilla	< LID	0/12	$1{,}68\ 10^3$

Tabla 6.13. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (Cs-137 Bq/m^3). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$1{,}61\ 10^{-2}$	1/12	$4{,}35\ 10^{-2}$
Bilbao	< LID	0/12	$1{,}10\ 10^{-2}$
La Laguna	< LID	0/12	$1{,}30\ 10^{-1}$
Madrid - Ciemat	$2{,}33\ 10^{-2}$ ($1{,}90\ 10^{-2} - 2{,}77\ 10^{-2}$)	3/12	$1{,}82\ 10^{-2}$
Sevilla	< LID	0/1	$1{,}31\ 10^0$

Tabla 6.14. Resultados REM. Leche (Sr-90 Bq/m^3). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$2{,}02\ 10^1$ ($1{,}52\ 10^1 - 2{,}83\ 10^1$)	12/12	$6{,}16\ 10^0$
Coruña-Ferrol	$1{,}79\ 10^2$ ($1{,}18\ 10^2 - 2{,}66\ 10^2$)	12/12	$9{,}44\ 10^0$
Cantabria	$3{,}66\ 10^1$ ($2{,}20\ 10^1 - 6{,}10\ 10^1$)	12/12	$2{,}11\ 10^1$
León	$2{,}13\ 10^1$ ($1{,}14\ 10^1 - 3{,}60\ 10^1$)	11/12	$1{,}03\ 10^1$
Oviedo	$4{,}64\ 10^1$ ($1{,}58\ 10^1 - 8{,}03\ 10^1$)	12/12	$4{,}48\ 10^0$
Sevilla	$3{,}69\ 10^1$ ($1{,}08\ 10^1 - 6{,}41\ 10^1$)	12/12	$1{,}71\ 10^0$

Tabla 6.15. Resultados REM. Leche (Cs-137 Bq/m^3). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$1{,}25\ 10^{1}$ ($1{,}03\ 10^{1}$ – $1{,}78\ 10^{1}$)	6/12	$7{,}39\ 10^{0}$
Coruña-Ferrol	$1{,}01\ 10^{2}$ ($4{,}96\ 10^{1}$ – $1{,}55\ 10^{2}$)	12/12	$4{,}52\ 10^{1}$
Cantabria	$2{,}55\ 10^{1}$ ($1{,}79\ 10^{1}$ – $4{,}19\ 10^{1}$)	11/12	$1{,}41\ 10^{0}$
León	$7{,}94\ 10^{0}$ ($6{,}86\ 10^{0}$ – $9{,}02\ 10^{0}$)	2/12	$9{,}76\ 10^{0}$
Oviedo	< LID	0/12	$8{,}39\ 10^{1}$
Sevilla	< LID	0/12	$1{,}77\ 10^{2}$

Tabla 6.16. Resultados REM. Dieta tipo (Sr-90 Bq/persona día). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$5{,}73\ 10^{-2}$ ($4{,}70\ 10^{-2}$ – $8{,}40\ 10^{-2}$)	4/4	$1{,}31\ 10^{-2}$
Bilbao	$4{,}45\ 10^{-2}$ ($2{,}99\ 10^{-2}$ – $6{,}10\ 10^{-2}$)	4/4	$1{,}10\ 10^{-2}$
La Laguna	$1{,}99\ 10^{-1}$ ($1{,}78\ 10^{-1}$ – $2{,}22\ 10^{-1}$)	4/4	$2{,}78\ 10^{-2}$
Madrid-Ciemat	$1{,}47\ 10^{-1}$ ($9{,}80\ 10^{-2}$ – $2{,}16\ 10^{-1}$)	4/4	$5{,}25\ 10^{-3}$
Sevilla	$2{,}37\ 10^{-1}$ ($1{,}99\ 10^{-1}$ – $2{,}98\ 10^{-1}$)	3/3	$7{,}23\ 10^{-2}$

Tabla 6.17. Resultados REM. Dieta tipo (Cs-137 Bq/persona día). Año 2001

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	$4{,}50\ 10^{-2}$ ($4{,}00\ 10^{-2}$ – $6{,}00\ 10^{-2}$)	4/4	$2{,}75\ 10^{-2}$
Bilbao	$1{,}71\ 10^{-2}$ ($1{,}56\ 10^{-2}$ – $1{,}86\ 10^{-2}$)	2/4	$1{,}25\ 10^{-2}$
La Laguna	$9{,}89\ 10^{-2}$ ($1{,}23\ 10^{-2}$ – $2{,}20\ 10^{-1}$)	3/4	$3{,}94\ 10^{-2}$
Madrid-Ciemat	$3{,}51\ 10^{-2}$ ($2{,}59\ 10^{-2}$ – $4{,}41\ 10^{-2}$)	4/4	$1{,}78\ 10^{-2}$
Sevilla	< LID	0/3	$2{,}34\ 10^{-1}$

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.

Durante el año 2002, se llevó a cabo una nueva 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 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.

Los laboratorios participantes en esta campaña son los siguientes:

- Ciemat. Instituto del Medio Ambiente.
- Ciemat. Instituto de Tecnología Nuclear.
- Enusa. Laboratorio de Ciudad Rodrigo.
- Enusa. Laboratorio de Juzbado.
- Geocisa.
- Medidas Ambientales SL.
- 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 E.T.S.I. de Minas
- Universidad Politécnica de Cataluña. Instituto de Técnicas Energéticas.

- Universidad Politécnica de Madrid. E.T.S.I. de Caminos.
- Universidad de Málaga. Facultad de Ciencias.
- Universidad del País Vasco. E.T.S.I. 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.
- Ministerio do Ambiente e Recursos Naturais. Portugal.
- Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

Durante el año 2001, se llevó a cabo una campaña de intercomparación de medidas de niveles de radiación ambiental con dosímetros de termoluminiscencia (DTL). La energía elegida para la intercomparación fue la del Cesio-137. El Ciemat realizó las irradiaciones de referencia en la citada energía en las instalaciones de la Unidad de Metrología de las Radiaciones Ionizantes. La magnitud radiológica objeto de la medida fue la dosis equivalente ambiental, H*(10).

Una vez finalizado el ejercicio se obtuvo como conclusión que todos los dosímetros de cada uno de los laboratorios participantes cumplen los procedimientos de evaluación empleados. No obstante, se concluyó asímismo que la dosis de tránsito es un factor que afecta significativamente al proceso de medida de radiación ambiental con DTL, por lo que se acordó constituir un grupo de trabajo que elabore un proceso común para el establecimiento de dicha dosis de tránsito. Este grupo, constituido en diciembre de 2002, ya ha iniciado su trabajo.

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 sus actividades durante 2002. 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 como norma UNE los tres documentos siguientes:
  - Procedimiento de toma de muestras para la determinación de la radiactividad en suelos: capa superficial.
  - Procedimiento para la conservación y preparación de muestras de suelo para la determinación de la radiactividad ambiental.
  - Determinación del índice de actividad beta total en aguas mediante contador proporcional.
- Con fecha 24 octubre de 2002 se sometieron a información pública los siguientes procedimientos:
  - Medida de actividad de radionucleidos por espectrometría gamma con detectores de *semiconductor* en muestras ambientales.
  - Determinación del índice de actividad beta resto en aguas mediante contador proporcional.

- Se concluyó la elaboración de otros dos procedimientos, que AENOR ha sometido a comentarios externos:

  – Espectrometría alfa con detectores de semiconductor para la medida de radionucleidos emisores alfa en muestras ambientales.

  – Medida de radiactividad ambiental mediante sistema detector de centelleo líquido.

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.

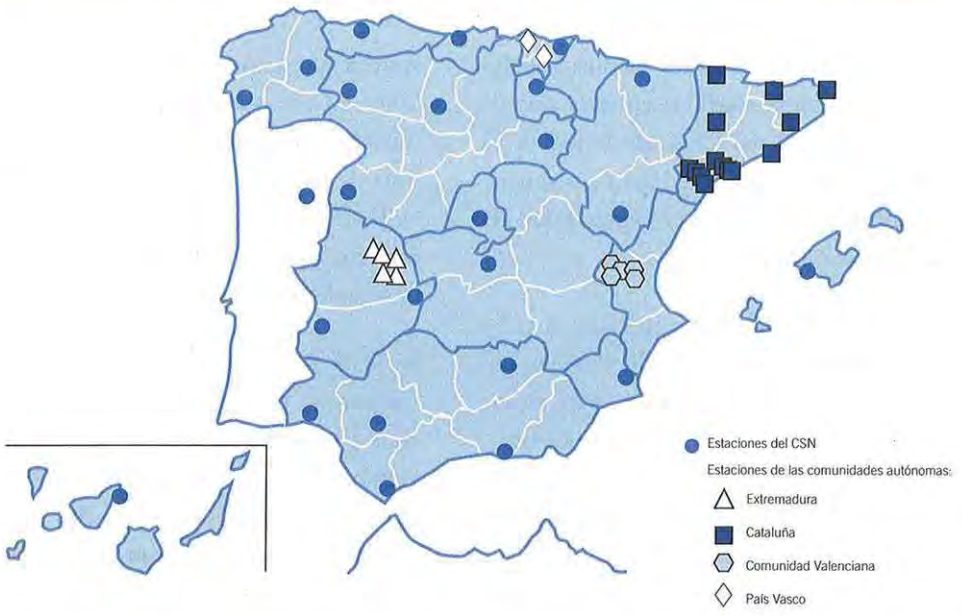
Cada estación de la red dispone de instrumentación para medir tasa de dosis gamma y concentraciones de radón, radioyodos y emisores alfa y beta en aire. Las estaciones están midiendo en continuo y los datos obtenidos son recibidos y analizados en el centro de supervisión y control de la REA situado en 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).

La estación de la REA en Penhas Douradas (Portugal) 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 2002 se desarrollaron de forma satisfactoria los acuerdos específicos de conexión entre la red del CSN y las redes automáticas de

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

vigilancia radiológica de las comunidades autónomas de Valencia, 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.

Se desarrollaron los trabajos contemplados en el convenio específico de colaboración, firmado entre el CSN y el Ciemat en septiembre de 1999, para la optimización de la operación de la REA. Entre estos trabajos se pueden destacar la instalación de sistemas de detección pasiva en las estaciones de la REA, un programa de visitas y medidas con instrumentación del Ciemat en estaciones de la red, el análisis de los procedimientos de mantenimiento y los experimentos realizados con equipos de la REA en el laboratorio de metrología del Ciemat.

En el año 2002 se editó la publicación bienal *Red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) del CSN. Operación y resultados. Años 2000 y 2001*, dentro de la colección del CSN Informes técnicos, con referencia (8. 2002).

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 de Valencia, 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 2002 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 la zona de máxima contaminación residual es superior al inicialmente estimado. Esta área ha permanecido hasta la fecha con escasa actividad agrícola, pero, recientemente, los propietarios de las parcelas situadas en ella han manifestado su intención de cultivarlas.

Ante la nueva situación planteada, el 10 de octubre de 2001 el Ciemat solicitó al CSN un informe sobre las medidas a adoptar por la autoridad competente, a la vista de las modificaciones que se están produciendo en el entorno, y las posibles limitaciones de uso en el área afectada por el accidente. El CSN remitió en febrero de 2002 el informe solicitado por el Ciemat.

El CSN está elaborando en colaboración con el Ciemat un programa adicional de actuación en la zona para actualizar el conocimiento de la situación radiológica del área global de Palomares, evaluar el riesgo radiológico de las distintas vías de exposición posibles y bajo escenarios de uso plausibles, cubrir aspectos de experimentación y evaluar las posibles estrategias de intervención para la recuperación ambiental de la zona.

Tabla 6.18. Valores medios de tasa de dosis gamma. Año 2002

	Estación	Tasa de dosis (μSv/h)
1.	Agoncillo (Rioja)	0,14
2.	Almázcara (León)	0,15
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)	0,13
12.	Murcia	0,13
13.	Palma de Mallorca	0,16
14.	Penhas Douradas (Portugal)	0,27
15.	Pontevedra	0,20
16.	Quintanar de la Orden (Toledo)	0,17
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)	0,15
24.	Tenerife	0,13
25.	Teruel	0,13
26.	Cofrentes (Red Valenciana)	0,16
27	Pedrones (Red Valenciana)	0,15
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

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 2002 se realizaron las siguientes actividades: recopilación y análisis de los estudios realizados hasta la fecha, información a las comunidades autónomas y ministerios implicados y presentación del programa de actuación del CSN, impulso a la realización de estudios piloto mediante la realización de convenios específicos con distintas universidades, y verificación de la situación existente en alguna industria mediante la realización de visitas técnicas.

En relación con la protección de las tripulaciones de aviones, mediante un acuerdo de colaboración entre el Ciemat e Iberia, se está realizando un estudio para determinar las dosis recibidas por las tripulaciones de esta compañía. El plan de trabajo contempla dos fases, una primera de tres años dedicada a actividades experimentales en las distintas rutas y una segunda dedicada a la elaboración de informes y documentación.

En lo relativo a la protección frente al gas radón en el interior de viviendas, se ha creado un grupo de trabajo formado por técnicos del Instituto Eduardo Torroja, de la Dirección General para la Vivienda, la Arquitectura y el Urbanismo del Ministerio de Fomento, y del CSN, para desarrollar conjuntamente un texto referente a la protección frente al gas radón en el interior de edificios de nueva construcción, dentro de un apartado del nuevo 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).*

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 concurso sea necesario para el cumplimiento de las funciones atribuidas a este organismo.

  Asimismo, realizar cualesquiera otras actividades en materia de emergencias que le sean asignadas en la reglamentación aplicable.

- Función p). *Inspeccionar, evaluar, controlar, informar y proponer a la autoridad competente la adopción de cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia que se presenten y que puedan afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o 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 2002.

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 defina 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.

El Plaben se encuentra en la actualidad en fase de revisión 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 hasta el momento 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 7. 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 7 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-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.

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 2002 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*, el Consejo aprobó los criterios radiológicos aplicables al nuevo Plaben, y se elaboraron los borradores de los capítulos correspondientes a la organización y funciones del grupo radiológico y al nivel central de respuesta radiológica en enero de 2000. Todos estos documentos fueron remitidos en su momento a la DGPC para su consideración en la redacción final del Plaben. Durante el año 2002 se finalizó la revisión de los títulos I y II, que resumen los criterios radiológicos. Se espera concluir la revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear durante el año 2003.

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, la edición de artículos específicos en su revista trimestral *Seguridad Nuclear* 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 2002 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.

También se realizó un simulacro general del Plan de emergencia nuclear de Guadalajara (Pengua), que tuvo un alcance completo, lo que significa que se pusieron en práctica todas las actuaciones básicas del Pengua y se movilizaron todos los recursos humanos y técnicos necesarios para llevarlas a cabo.

Este simulacro incorporó un nivel adicional de dificultad, ya que se realizó con escenario desconocido por todos los actuantes, fijando únicamente las hipótesis de partida: poblaciones afectadas y duración prefijada.

Esta planificación exigió una amplia dedicación por parte de la Subdirección General de Emergencias (SEM) del CSN y del grupo radiológico (GR) del Pengua, destacando entre otras actividades la colaboración en la preparación general del simulacro con la Subdelegación del Gobierno y la Dirección General de Protección Civil (DGPC), realizando ejercicios parciales con el fin de entrenar a los actuantes, revisando el equipamiento y las instalaciones, actualizando y mejorando los procedimientos e instrucciones de su plan de actuación.

Como parte de esta preparación, además de la impartición de sesiones teóricas y prácticas a los distintos actuantes de los tres grupos de acción, se realizaron las siguientes actividades:

- Curso práctico dirigido a los actuantes del GR del Pengua, el 11 de abril, sobre el manejo de dosímetros DMC 2000.

- Ejercicio de activación de la estación de clasificación y descontaminación (ECD) de Brihuega, el 29 de octubre, que sirvió para comprobar el entrenamiento de los actuantes y la disponibilidad de los medios radiológicos y sanitarios para medir la contaminación en personas y vehículos y proceder a su descontaminación.

- Ejercicio de activación de la estación de clasificación y descontaminación de Sacedón, el 5 de noviembre.

- Ejercicios de activación de controles de acceso en la zona de influencia del Pengua, el 21 de noviembre, que tuvo como objetivo poner a punto los procedimientos del GR correspondientes y su interfase con el grupo logístico.

- El ejercicio de activación del Centro de coordinación operativa (Cecop), coincidiendo con el simulacro de emergencia interior de la central nuclear de Trillo, el 21 de noviembre.

- El desarrollo del simulacro general de Guadalajara, supuso la movilización de los recursos del CSN propios o contratados siguientes:

  – Como parte de la dirección y gestión de la emergencia desde el Centro de coordinación operativa (Cecop), la jefatura del grupo

radiológico (GR) (IR de la central nuclear de Trillo) y dos inspectores residentes (IIRR) del CSN que colaboraron en la gestión de las actividades de respuesta.

- Participación en las actividades de apoyo realizadas en el Cecop de la DGPC, a la que asistió el subdirector general de Protección Radiológica Operacional.

- Técnicos del retén del grupo radiológico (GR) del CSN, que intervinieron como coordinadores de las dos estaciones de clasificación y descontaminación (ECD) activadas.

- Técnicos del retén del GR e inspector residente IR, de otras centrales como observadores en el Cecop, ECD, en los controles de acceso y en los centros de coordinación operativa municipales (Cecopales).

- 17 técnicos y dos coordinadores pertenecientes al servicio operativo de respuesta inmediata, contratado por el CSN, para realización de medidas de radiación y descontaminación y dar apoyo técnico a actuantes de otros grupos de acción.

- La unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental dotada de equipos de detección y medida instalados en un vehículo todoterreno, con capacidad de transmisión de datos en tiempo real a la Salem del CSN.

- El contador de radiactividad corporal móvil para medida de la contaminación interna de personas.

- Los servicios de retirada de residuos sólidos y líquidos de Enresa.

- La activación de la Salem para análisis y seguimiento de la situación de emergencia simulada y recomendación de medidas de protección.

- Técnicos del Gabinete de Prensa y la Subdirección de Emergencias (SEM), que se incorporaron al grupo de información que presentó a los medios de comunicación aspectos generales de la planificación de emergencias del Pengua e información sobre la realización del simulacro.

- Por último, el subdirector general de Emergencias, participó en la presentación a las autoridades desplazadas a la zona las actividades que se estaban realizando y participó en la rueda de prensa sobre el simulacro.

Dentro de plan provincial nuclear de Burgos se realizaron las actividades siguientes:

- Reunión técnica celebrada el 30 de enero de 2002, entre representantes de la Unidad Provincial de Protección Civil, el jefe del GR del Penbu (inspector residente del CSN en la central nuclear de Santa Mª de Garoña), su adjunto y miembros de la Subdirección General de Emergencias, con el objetivo de programar ejercicios y sesiones de información, así como revisar procedimientos e instrucciones.

- Ejercicio de control de accesos coincidente con el simulacro del plan de emergencia interior de la central nuclear de Santa Mª de Garoña, el 23 de mayo de 2002 para comprobar los tiempos de incorporación y preparación de los controles, la disponibilidad de procedimientos y formatos, el equipamiento asignado y la formación y adiestramiento de los actuantes del grupo radiológico (GR) y del grupo logístico (GL).

- Ejercicio de activación de los Centros de coordinación operativa municipales (Cecopales) en la zona de influencia del Penbu, el 3 de octubre de 2002, en el que se probaron

comunicaciones, avisos por megafonía fija, se desplazaron actuantes municipales por las rutas de aviso a la población, y se simularon medidas de protección: confinamiento y profilaxis radiológica.

En el marco del plan provincial nuclear de Tarragona (Penta), el 20 de junio de 2002 se celebró en la Subdelegación de Gobierno de Tarragona, una jornada de formación dirigida a los actuantes del servicio operativo de respuesta inmediata contratados por el CSN y a voluntarios de la REMER o asociación de radioaficionados que de forma altruista colaboran con la Unidad Provincial de Protección Civil (UPPC), integrados en el Grupo radiológico, con objeto de repasar la formación general sobre la organización del Penta, estructura, funciones y medios, para mantener la capacidad de respuesta.

Esta jornada incluyó una parte práctica sobre uso de equipos de medida y aplicación de los procedimientos del grupo radiológico (GR).

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 2002 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.

Con motivo de la finalización del contrato de apoyo local en emergencias, el pasado año se han mejorado estos recursos en la adjudicación del nuevo contrato, incluyendo en la especificación menores tiempo de respuesta a emergencias radiológicas, para lo cual se dispone además de los equipos de las provincias nucleares, de cuatro centros nuevos: Córdoba, Granada, Santander y Santiago de Compostela. Además se incluye la dotación para estos técnicos de equipos de medida de radiación, contaminación superficial y dosimetría personal, que el CSN cede 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.

A finales de año se elaboró, en base a lo expuesto en el punto anterior, el primer borrador de especificación técnica para la contratación de estos servicios. Además, mientras tanto 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 Pengua.

Otras adquisiciones de material realizadas durante el año 2002 fueron las siguientes: equipos de medida de radiación y contaminación superficial y material para toma de muestras para uso del retén, grupo radiológico (GR) y estos mismos equipos para la actuación del servicio de intervención local contratado.

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, de entre los que destacan:

- La revisión de dos publicaciones informativas coeditadas con la Dirección General de Protección Civil.

- Participación en reuniones de la Sociedad Española de Protección Radiológica, SEPR y la Sociedad Nuclear Española, SNE, para presentación de actividades del CSN e intercambio de experiencias sobre esta materia.

- Participación en el contenido de la renovación del acuerdo de colaboración con el Ministerio de Educación y Cultura.

- Reuniones con representantes del Ministerio de Sanidad para iniciar un programa de formación de actuantes sanitarios y de información para hospitales sobre la actuación en situaciones de emergencia radiológica.

El CSN participó a solicitud del Organismo Internacional de la Energía Atómica en el Seminario de información nuclear *RER/9/070 Strengthening Safety Assessment Capabilities of NPP's: Workshop on Transparency and Communication of Nuclear Safety Issues*, celebrado en Ljbluania, Slovenia, del 30 de septiembre al 4 de octubre de 2002.

El 18 de diciembre de 2002 se celebró una *Jornada de información sobre las capacidades de la Unidad Móvil de Vigilancia Radiológica Ambiental*, en la que participaron jefes de los grupos radiológicos, técnicos de la Subdirección general de emergencias y técnicos del Servicio de protección radiológica del Ciemat, con el objetivo de conocer las capacidades de la unidad y su integración en los procedimientos de los grupos radiológicos.

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 2002, 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 revisión y renovación del marco regulador de la gestión de emergencias y de los propios planes que lo desarrollan, con objeto de adaptarlos a las mejores prácticas establecidas en el ámbito internacional.

Con relación a la planificación de emergencias radiológicas en general, es necesario impulsar la elaboración y publicación de la *Directriz básica de 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 siete de este informe.

Estas responsabilidades son mayores que las indicadas en el artículo segundo de la *Ley 15/1980*, por lo que el Organismo continuó a lo largo del

año 2002 la adaptación de los recursos y procedimientos de respuesta a situaciones de emergencia.

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).

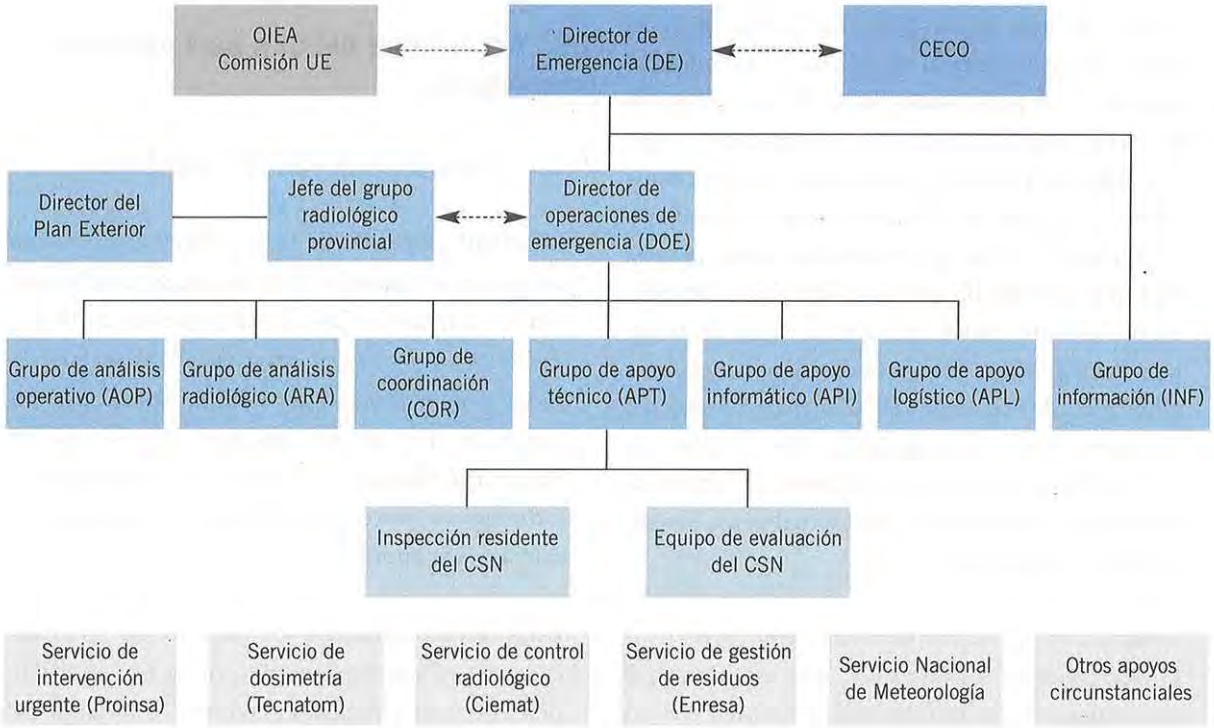
Ante la notificación de un accidente o emergencia nuclear o radiológica a la Salem, la organización de respuesta amplía sus efectivos de acuerdo con el tipo de accidente y con la severidad y el grado de incertidumbre asociados a la situación.

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.

Se prevé que su actuación pueda ser necesaria en cualquier momento. Para ello se establecen 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

Figura 7.1. Organigrama de la organización de respuesta a emergencias



de respuesta sea permanente y se corresponda con la dotación de efectivos a turno de la (Salem) que se describe más adelante.

El Consejo, como órgano colegiado, es el máximo responsable de la organización en caso de emergencia, pudiendo delegar en la presidencia el ejercicio de determinadas competencias relativas a las medidas a adoptar en la fase inmediata y urgente de situaciones de emergencia radiológica, *Acuerdo del Consejo de Seguridad Nuclear* de 31 de mayo de 2001 (BOE del 26 de junio de 2001). La presidencia asume la dirección de emergencia durante las fases inmediata y urgente, pudiendo convocar a otros miembros del Consejo para recibir apoyo y asistencia. En la fase final de la emergencia, tercera fase o fase de recuperación y limpieza, la dirección de emergencia es ostentada por el Consejo como órgano colegiado.

El director técnico de seguridad nuclear o el director técnico de protección radiológica, en función del origen y de la naturaleza de la situación de emergencia, asumen la dirección de operaciones de emergencia. Entre sus funciones está la de transmitir a las autoridades responsables las recomendaciones sobre medidas de protección a la población, una vez sean aprobadas por el director de emergencia.

Al grupo de coordinación corresponde: asesorar al director de operaciones de emergencia en la aplicación de planes de emergencia, mantener los enlaces necesarios con otras autoridades involucradas en la gestión de emergencias, velar por el cumplimiento estricto de los acuerdos internacionales y bilaterales suscritos en materia de emergencias en los que el CSN se haya determinado como autoridad nacional competente, mantener la capacidad operativa de la Sala de emergencias y del *Plan de actuación*, la atención permanente a las notificaciones recibidas en la Salem, la coordinación de operaciones de los grupos de la organización y la de los enlaces del organismo con otras autoridades y organizaciones colaboradoras del CSN en la gestión de situaciones de emergencia.

Al grupo de análisis operativo corresponde: seguir y evaluar la emergencia desde un punto de vista de la seguridad nuclear de la instalación y por consiguiente conocer la causa inicial del suceso, su evolución, sistemas y equipos afectados, procedimientos de operación de emergencia utilizados y, en general, el estado operativo de la instalación.

Al grupo de análisis radiológico corresponde la tarea de seguimiento y evaluación de las 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, 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

transciendan 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 2002

7.2.3.1. Mantenimiento de la capacidad de respuesta

Durante el año 2002 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.

En el primer trimestre del año se procedió a instalar en la Salem el Sistema de Información Remota de Parques Eléctricos (SIRPE II) asociados a los grupos nucleares españoles.

Este equipo consiste esencialmente en un sistema de transmisión de parámetros de datos que enlaza los ordenadores del Centro de Coordinación Eléctrica (CECOEL) de Red Eléctrica Española (REE) con un puesto de supervisión instalado en la Salem, a través de una vía física de comunicación. Ésta es un circuito punto a punto cuyas funciones principales son: dialogar con el CECOEL a través del protocolo de comunicaciones, almacenar los datos en la base de datos en tiempo real, identificar y señalizar alarmas, actualizar representaciones gráficas, actualizar gráficos sinópticos, registrar información recibida y generada por el sistema.

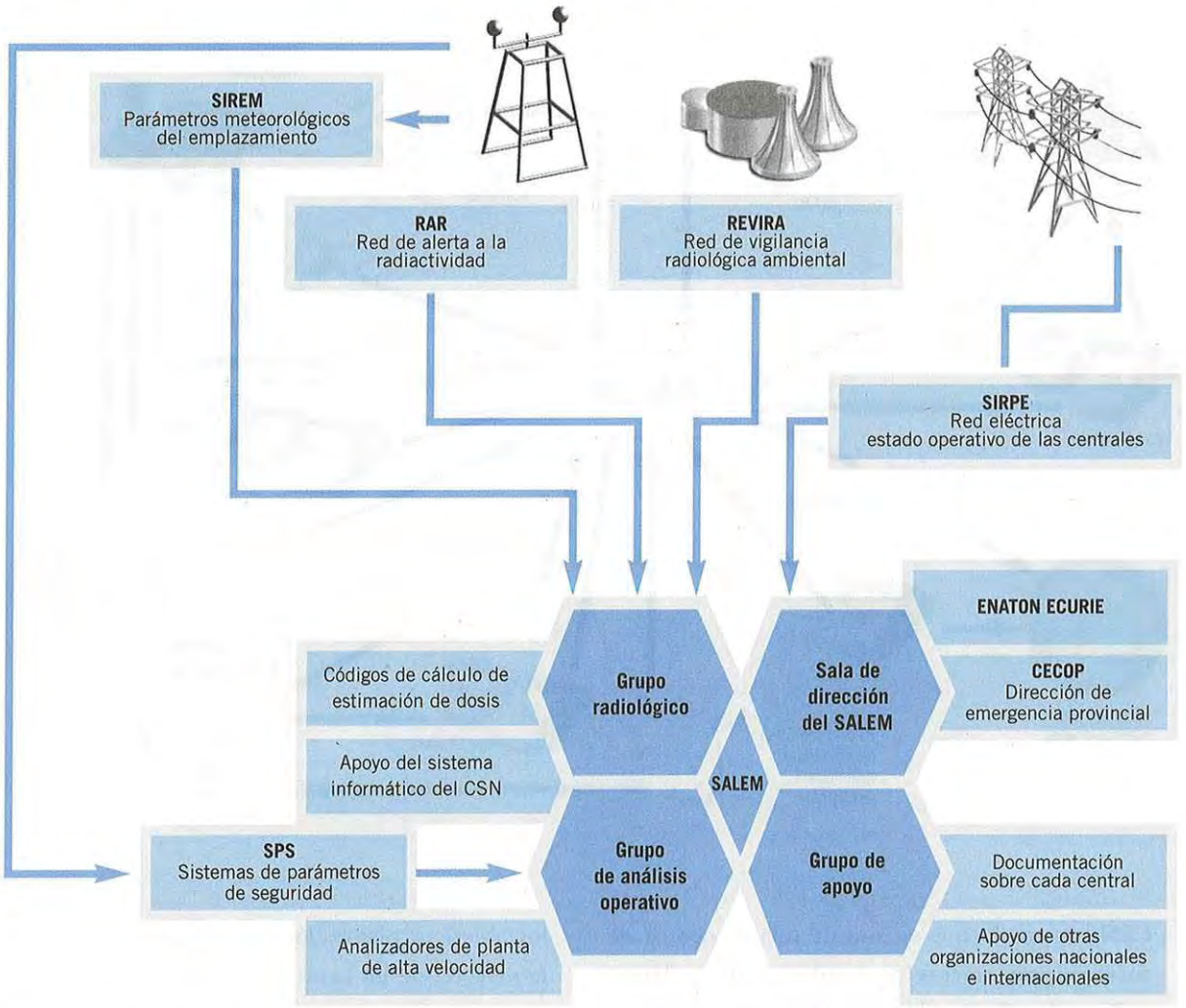
7.2.3.2. Ejercicios y simulacros

Simulacros interiores de emergencia

En el año 2002 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

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.

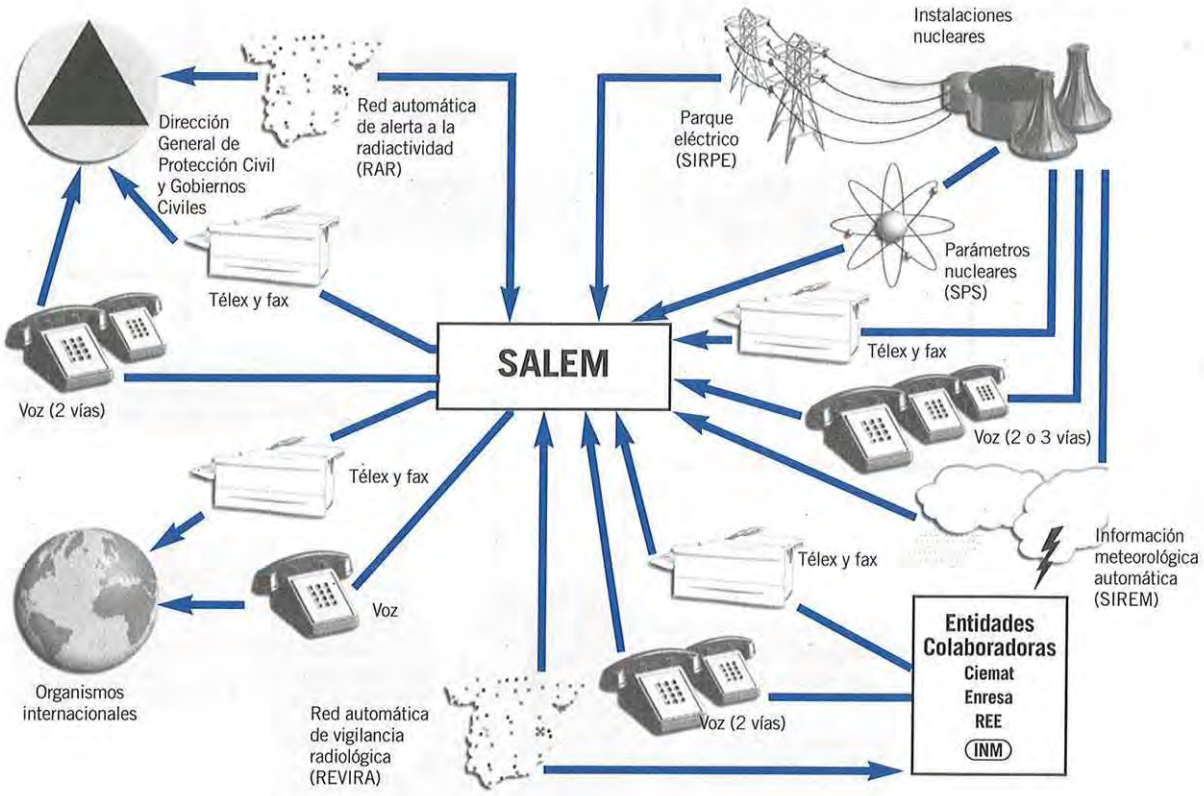
Grupo de apoyo

- 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 del SALEM

- Cumplimenta compromisos de información internacionales.
- Asesora en materia radiológica al director de Emergencia Provincial.

Figura 7.3. Comunicaciones de la SALEM



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 procedimientos de operación de emergencia de la instalación, POE's, los procedimientos de operación anormal, POA's, 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 2002 los escenarios preparados simularon 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 2002:

Central nuclear de Almaraz

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 14 de marzo de 2002 y se desarrolló en la Unidad II.

El escenario del simulacro comenzó con la central a potencia 100% y el transformador T12A indisponible por tareas de mantenimiento. Se simuló un incendio en el edificio de turbina con una duración superior a diez minutos y se declaró Prealerta de emergencia. Posteriormente se simuló la pérdida del transformador de arranque T2A2, realizándose perfectamente la secuencia de alimentación de la barra 2 A4 (desde las barras normales 2 A2) y la parada del generador diesel nº 4. A continuación, se organizó un equipo de mantenimiento para recuperar el transformador de arranque T2A2. Se simuló que los niveles de actividad en la atmósfera de la contención aumentaban, que el nivel del presionador permanecía estable y un ligero aumento del caudal de carga, lo que daba a entender que existía una fuga que se estaba reponiendo con la inyección de las bombas de carga. Posteriormente, se produjo la parada automática del reactor, (SCRAM) e inyección de seguridad, por baja presión en el presionador, mientras la presión y temperatura de la contención aumentaban progresivamente, se dedujo que era un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA). Se declaró *alerta de emergencia* y se entró en los procedimientos de operación de emergencia POE 2-E 0.

Se simularon las siguientes anomalías y deficiencias: que el generador diesel nº 4 no acopló, y por tanto la barra de salvaguardias 2 A4, estaba desenergizada y se perdía alimentación eléctrica a alguna bomba del sistema de inyección de seguridad a alta presión y el rociado de contención tampoco actuó, como consecuencia existía alta radiación y alta presión en contención, se entró en el Procedimiento de operación de emergencia POE 2-E-1. Posteriormente al comprobar que la refrigeración del núcleo (por no disponer de los sistemas de inyección de alta presión) y de la contención estaban amenazadas, se declaró *emergencia en el emplazamiento* y se siguieron los Procedimientos de emergencia POE-2-FR-C2 y POE-2-FR-Z1.

Se simuló también que la bomba A del sistema de extracción de calor residual (RHR) había disparado y que estaría disponible posteriormente, al sustituir el interruptor de la bomba, que había

fallado en el arranque. Se simuló alcanzar temperatura en los termopares de 649 ºC, condición que llevó a la entrada en las Guías de Gestión de Accidentes Severos, declarándose *emergencia general*. Se siguieron las Guías de gestión de accidentes severos nº 3 y nº 4, recuperándose el generador diesel nº 4 y por tanto se recuperó la barra de salvaguardias que alimentaba a las bombas de inyección de refrigerante y del rociado de la contención. Se siguió el proceso de enfriamiento del reactor y de la contención así como la valoración del estado del núcleo y posibles daños de oxidación en el combustible, con todos los sistemas de refrigeración y ventilación en funcionamiento.

Central nuclear Santa María de Garoña

El día 23 de mayo de 2002 tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia interior en la central nuclear Santa María de Garoña, se realizó fuera del horario normal de oficina y en un escenario desconocido, tanto para el personal de la organización del titular, como para el personal del CSN .

El escenario comenzó con la planta al 100% de potencia y el condensador de aislamiento (sistema de control de presión y refrigeración de un reactor BWR MarK I) inoperable, por estar la válvula motorizada nº 3 de este sistema inoperable, pero con posibilidad de recuperación en un plazo de seis horas. Se simuló como suceso iniciador un incendio superior a diez minutos en el edificio de turbina afectando a unas barras de seguridad, declarándose *alerta de emergencia*. Posteriormente, se controló el incendio y dio lugar a disparo de turbina, disparo del generador por motorización y señal de SCRAM, pero se produjo el fallo en la inserción de las barras de control (ATWS), quedándose la potencia del reactor en el 20%, declarándose *emergencia en el emplazamiento*. Se encontraba disponible el condensador principal, vapor principal, baipás de turbina y agua de alimentación principal. Para ello, fue preciso baipasar las señales de aislamiento del vapor principal, del *off-gass,* confirmar disparo de bombas de recirculación e inhibir la despresurización automática (ADS), de acuerdo con los procedimientos de operación de emergencia (POE's). Se simuló daños en el combustible (probablemente producto de la estrategia seguida de acuerdo con los POE's de bajar el nivel de agua en el reactor por debajo del TAF (Top Active Fuel)). Se intentó la inserción de barras de control según el POE/GAS-X5. Se produjo descarga de vapor a la piscina de supresión (el toro), que es refrigerada por el sistema de inyección de refrigerante a baja presión, en el modo de refrigeración del toro (LPCI). Cuando se alcanzó la temperatura límite del toro, según los POE's, se activó la inyección de veneno líquido (SBLC), para intentar parar el reactor con inyección de boro, que además, se simuló que fallaba a los pocos minutos quedando la potencia en torno al 15%.

Se declaró categoría de *emergencia general* debido tanto al fallo de los dispositivos de parada del reactor como debido a la liberación de radiactividad al exterior, por fallo en el combustible. Finalmente se ventearon manualmente los accionadores de las barras de control desde el edificio del reactor para insertar las barras de control e iniciar el proceso de recuperación progresiva de los parámetros de planta.

Central nuclear José Cabrera

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 22 de junio de 2002.

El escenario comenzó con la central a potencia y con la bomba SI-P-1B en descargo, para su revisión de su sistema de aceite (lubricación) y con una actividad en el circuito primario de 70 Ci/cc (curios/centímetro cúbico) de I-131, que dio lugar a la bajada de carga a 25 MW/h, declarándose *prealerta de emergencia* por alta actividad en el primario. Se simuló alarma de alta actividad en el monitor de radiación R-012 y subida en R-011/014 que produjo aislamiento de la ventilación en el recinto de contención por alta actividad. Posteriormente se arrancó la bomba de

carga de reserva, por disminución de nivel en el presionador y por la alarma de baja presión en el presionador, declarándose *alerta de emergencia.* Se produjo parada automática del reactor (SCRAM), por baja presión variable y señal de inyección de seguridad, se inició la entrada en el POE-E-0, y se reclasificó la situación a *emergencia en el emplazamiento*. Se simuló disparo de bombas de agua de alimentación por alta presión en el recinto de contención, alcanzándose condiciones adversas. Se siguió el POE FR-Z.1, que corresponde a la respuesta ante alta presión en el recinto de contención. Posteriormente se simuló un incendio en la bomba SI-P-1A y disparo de la misma por actuación de protecciones. Declarándose la categoría de *emergencia general.*

Tras estos sucesos se simuló que la planta estuvo alimentada con agua de alimentación auxiliar (AFW) al generador de vapor (GV) y con la única inyección de agua al sistema refrigerante del reactor (RCS), debida a las bombas de carga y a la bomba de inyección de seguridad a sellos (total unos 250 l/m). Siguiendo los pasos de los procedimientos de operación de emergencia (POE), se lleva a cabo la despresurización progresiva del circuito secundario para limitar la fuga y para permitir la inyección del acumulador. Tras la inyección del acumulador que mantiene el presionador lleno de agua, la refrigeración del circuito primario (RCS) fue llevada a cabo a través del secundario y la reposición de inventario por las bombas de carga y la inyección a sellos. Además, cuando se alcanzaban las condiciones adecuadas de presión y temperatura en el circuito primario (RCS) se puso el sistema de evacuación del calor residual (RHR) en operación.

Finalmente como la extracción de calor era inferior al calor residual que se generaba en el RCS, se alcanzaban condiciones de saturación, llegando el nivel de agua a la tobera de la rama caliente. En estas condiciones se simuló el disparo de las bombas del sistema de evacuación de calor residual (RHR) por cavitación (entrada de vapor). La refrigeración del sistema RCS se estableció a través de la vaporización por el caudal de agua inyectado. Finalmente, se recuperó la bomba B de inyección de seguridad, enfriando progresivamente el reactor y recuperando progresivamente los parámetros de la planta.

Central nuclear de Cofrentes

El día 19 de septiembre de 2002 tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia interior en la central nuclear de Cofrentes (que era de fecha desconocida dentro de la semana 16-22 de septiembre).

El escenario comenzó con la central a potencia, al final del ciclo de operación, con la línea L1 de 138 kV de "Cortes" fuera de servicio y con la realización de mantenimiento de la válvula 3 A, del sistema de evacuación del calor residual tren A (RHR–A), y con fuertes tormentas en la zona con aparato eléctrico. Se declaró situación de *prealerta de emergencia.* Se simuló fallos en la tensión en los transformadores de arranque TA12 y TA34, se perdió tensión en la línea L2 de 138 kV, y en las comprobaciones de los generadores diesel de emergencia se comprobó que el generador diesel –Div.3, que alimenta al sistema inyección de refrigerante de alta presión (HPCS), estaba indisponible, por tanto no había tensión en la barra EA3 y el tiempo estimado para su reparación era de 8 horas. La situación simulada era potencia del reactor 100% y las barras A12, A34 y EA 3 sin tensión, por tanto se comenzó la bajada de potencia insertando barras de control y control de potencia con recirculación, declarándose posteriormente *alerta de emergencia*, ya que durante este proceso se simuló: fallo de los sistemas de protección del reactor, señal de SCRAM parada automática; disparo del generador y se produjo el fallo en la inserción de las barras de control (ATWS), quedándose la potencia del reactor en el 20%. Se entró en los POE's, contingencia C5 control de nivel y potencia, para conseguir bajar el nivel en la

vasija y controlar la potencia, y a la vez se fueron introduciendo las barras de control manualmente. La refrigeración se estableció a través del agua de alimentación principal y del vapor principal.

Por la pérdida de tensión inicial simulada, no existía tensión en las solenoides de las válvulas de alivio y seguridad (SRV), se perdía la función de alivio y la despresurización automática de la vasija. Además se simuló un incendio en un centro de control de motores que afectaba a equipos de seguridad y por tanto se perdió el sistema refrigeración del núcleo aislado (RCIC), perdiéndose toda la capacidad de inyectar a la vasija a alta presión y (sin la posibilidad de despresurizarla), se declaró *emergencia en el emplazamiento*.

En esta situación el nivel en la vasija baja hasta (-400 cm), el nivel continuó descendiendo descubriéndose el núcleo, se realizó la declaración de *emergencia general* por *entrada en condición de accidente severo*. El centro de apoyo técnico (CAT) transita de los procedimientos de operación de emergencia (POE) a las Guías de Accidente Severos (GAS). Comienza la inundación de la contención primaria hasta 7,2 m y se puso en marcha el sistema de extracción de calor residual, (RHR-LPCS) un tren refrigeró la piscina de supresión y el otro funcionó en modo de rociado de la contención.

Posteriormente, se simuló la generación de hidrógeno y radiación en la contención, síntoma de que se estaba produciendo una degradación considerable en el núcleo. Poco después se produjo la rotura de la vasija y ésto hizo aumentar la concentración de hidrógeno y la presión tanto en el pozo seco como en contención. El hidrógeno llegó hasta el 6%, no se plantearon en ningún momento el venteo de la contención, ya que se estaba lejos de los criterios para realizarlo, según las curvas de diseño correspondientes.

Se arrancaron los recombinadores (o los ignitores) de hidrógeno y se alineó el LPCI en el modo de inyección a vasija ya que la presión de ésta lo permitía. A partir de aquí comenzó el proceso de recuperación y enfriamiento de la central, la presión y temperatura del pozo seco y de la contención iba disminuyendo lentamente. Los valores de radiación en contención y pozo seco eran altos, por ello conlleva a la condición de aislamiento indefinido, con los sistemas de ventilación y filtración de emergencia en funcionamiento.

Central nuclear Vandellós II

El simulacro de emergencia interior se desarrolló el día 17 de octubre de 2002.

El escenario contempló como suceso iniciador la superación de los valores de las *especificaciones técnicas* (ETF) para la dosis equivalente en I-131, e indicación de daños al combustible, declarando situación de *prealerta de emergencia*. Posteriormente, se simuló un incendio con duración superior a diez minutos que podía afectar a equipos de seguridad, en el centro de control de motores CCM 5C22, se declaró *alerta de emergencia*.

Se simuló la parada automática del reactor (Scram) por baja presión en el presionador y señal de inyección de seguridad (I.S.), por baja presión en el circuito primario, se inicia el POE, E-O. Se escaló a *emergencia en el emplazamiento* al simularse la rotura de tubos en un generador de vapor C, (GV-C), con fuga superior a la capacidad de las bombas de carga, se trataba de un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA), superior a la capacidad de aportación de las bombas de carga y que provoca la actuación del sistema de inyección de seguridad. Se consigue el aislamiento del generador de vapor defectuoso GV-C y se procede al enfriamiento del primario, siguiendo los POE E-2, mediante la despresurización manual de los otros dos generadores de vapor A y B, mientras tanto durante este proceso se simula una rotura en la línea de agua de alimentación del GV-C, entre la válvula anti-retorno y la de aislamiento manual,

produciéndose su despresurización y vaciado total, con posibilidad de emisiones al exterior.

Verificada esta última situación, se llegó a declarar *emergencia general*. A continuación se consiguió manualmente cerrar la válvula y detener la fuga, se siguió el POE –ECA 3-1, cumpliéndose los criterios para la reducción de inyección de seguridad y parar una bomba de carga PO1B. Se simuló continuar con el POE –ECA-3.1, con temperatura inferior a 176ºC y presión inferior a 27 Kg/cm^2 , para poner en servicio el sistema de evacuación del calor residual (RHR.), hasta conseguir condiciones de parada fría.

Central nuclear Vandellós I

El día 31 de octubre de 2002 se realizó el simulacro anual de emergencia correspondiente a la central nuclear Vandellós I (en desmantelamiento).

El escenario incluyó la declaración de *prealerta de emergencia* como consecuencia de la simulación de caída de un contenedor de grafito preacondicionado durante su proceso de transporte, desde el almacén en el que estaban actualmente, hasta el depósito temporal de grafito, en el que se almacenarán durante el futuro periodo de latencia de la instalación. Se simuló que provocó una contaminación ambiental anormalmente alta en el local. Se utilizaron los procedimientos de descontaminación.

Central nuclear Ascó

El día 7 de noviembre de 2002 se realizó el simulacro anual de la central nuclear de Ascó, correspondiendo este año a la unidad I.

En el desarrollo del simulacro se consideraron los siguientes supuestos:

La central se encontraba inicialmente en proceso de enfriamiento para ir a parada fría debido a que la actividad del primario se mantuvo en torno a 1,5 μ Ci/gr (microcurio por gramo) durante 48 horas, la presión del refrigerante era de 28 kg/cm^2. Se simuló que el generador diesel A y el diesel alternativo estaban en descargo y se estaba realizando una prueba de vigilancia en el diesel B. Se declaró *prealerta de emergencia* por indicación de daños al combustible por superación de los valores de especificaciones ETF para la dosis equivalente en I-131.

Se simuló un incendio en el generador en prueba diesel B, de duración superior a 10 minutos que afectó a sistemas de seguridad, y por alteraciones en la red se simuló pérdida de suministro eléctrico exterior, por tanto se declaró *alerta de emergencia,* por pérdida total durante menos de 15 minutos del suministro de energía eléctrica exterior simultáneamente con la pérdida de todas las fuentes de corriente alterna interiores.

En esta situación los acumuladores tenían sus válvulas de aislamiento cerradas y los generadores de vapor (GV) se encontraban despresurizados (en torno a los 10 kg/cm^2).

Se refrigeraba el primario a través de los GV que estaban siendo alimentados por el agua de alimentación auxiliar (AFW) (esta situación se mantuvo brevemente hasta que baja la presión de los GV). Al despresurizarse los generadores de vapor GV, a los 7 kg/cm^2, se perdió la turbo-bomba B de agua de alimentación auxiliar de TB-AFW. Se declaró *emergencia en el emplazamiento.*

Posteriormente, por calentamiento de los sellos de las bombas del refrigerante del reactor (BRR), se produjo fallo de los sellos, es decir una pérdida de refrigerante (LOCA) con un caudal de pérdida de 70 litros/segundo, con el sistema refrigerante del reactor (RCS) a una presión de 8 kg/cm^2. Los acumuladores no entraron dado que estaban aislados. Se declaró *emergencia general*, por accidente de pérdida de refrigerante con fallo del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, sin posibilidad de recuperar a corto plazo la corriente alterna, pero estaban intentando la recuperación.

Esta situación simulada dio lugar al descubrimiento del núcleo con aumento de temperatura de termopares por encima de 649° C, por tanto se entraba en las guías de accidentes severos (GAS).

Se produjo un cierto grado de oxidación de la vaina del combustible, con generación de hidrógeno. Posteriormente, a las 4h 35m desde el comienzo del simulacro se recuperó la corriente alterna, a los 15 minutos después se puso en marcha la bomba de carga A, para refrigerar el núcleo, y la bomba de rociado para refrigerar la contención. Se continuó el proceso de refrigeración hasta que los parámetros de la planta se recuperaron progresivamente siguiendo los procedimientos de operación en estas condiciones.

Central nuclear de Trillo

El simulacro anual de emergencia se realizó el día 21 de noviembre de 2002.

En el desarrollo del simulacro se consideraron los siguientes supuestos:

La central se encontraba inicialmente operando al 100% de potencia, se había detectado una ligera actividad en el circuito primario de 0,8 μ Ci/gr (microcurio por gramo) y los parques eléctricos de 220 kV y 132 kV se encontraban fuera de servicio, por trabajos de mantenimiento correctivo de los interruptores de entrada de la línea.

Se simuló un fallo en el módulo de accionamiento de la válvula de aislamiento del agua de alimentación al generador de vapor GV-20, que produjo el cierre de la misma, de forma que se alcanzó bajo nivel en dicho generador y se produjo: parada automática del reactor (SCRAM) y la inyección del sistema de agua de alimentación de emergencia al generador de vapor (RS). Como consecuencia de la bajada de presión producida por la entrada de agua fría se activó la señal que origina el aislamiento de vapor principal. Se declara *prealerta de emergencia.*

Tras la entrada y actuación del sistema de agua de alimentación de emergencia (RS), se produjo una rotura de tubos en el GV-20, con caudal de fuga superior al de diseño para operación normal de una bomba de carga, declarándose situación de *alerta de emergencia*. La simulación de la subida de presión originada en el transitorio hizo que la presión en los generadores de vapor se elevara hasta 86 bar, con la consiguiente apertura de las válvulas de alivio y liberación de vapor radiactivo a la atmósfera.

Se simuló un incendio en el transformador AT-01 que dio lugar a la pérdida de la alimentación eléctrica desde el parque de 400 kV. Al no tener disponibles los parques de 220 kV y 132 kV, se generaron las señales correspondientes a pérdida de energía eléctrica exterior. Declarándose *emergencia en el emplazamiento,* por rotura de tubos de generador de vapor, con fuga superior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga y pérdida de energía exterior.

El aporte al sistema refrigerante del reactor (RCS) lo realiza el sistema de control químico y volumétrico (TA), porque el nivel del presionador (PZR) no bajaba de 2,2 metros y no estaban activados los criterios de refrigeración de emergencia (CRE) señal *2* de *3*.

El nivel del presionador (PZR), sin embargo, continuaba bajando dado que la fuga era superior a la capacidad de aporte del sistema de control químico y volumétrico (TA). Posteriormente se simuló alcanzar los 2,2 metros, se activaron los criterios de refrigeración de emergencia (CRE), entrando en funcionamiento el sistema de inyección de seguridad de alta presión; posteriormente se simuló el aislamiento del primario perdiéndose el sistema de aporte (TA). En esta situación ya era posible, y así lo indicaba el procedimiento de operación de emergencia (POE), aumentar el tarado de la válvula de alivio del generador de vapor GV-20 hasta los 106 bar, es decir, se procedió a su

aislamiento, terminando así la emisión de actividad al exterior. Además se produjo el disparo de las bombas de refrigerante del reactor (BRR), refrigerándose el circuito primario (RCS) en circulación natural con los otros dos generadores de vapor (GV) intactos.

La estrategia operativa a partir de esta situación y siguiendo los procedimientos de operación de emergencia era: por una parte continuar con el generador de vapor dañado, GV-20 aislado, es decir las presiones del circuito primario y el generador de vapor dañado GV-20 igualadas, para poder parar el sistema de inyección de seguridad de alta presión y reponer el sistema de control químico y volumétrico (TA) hasta entrar en modo de evacuación del calor residual TH (RHR) y mientras tanto, recuperar el parque de 220 kV reparando el interruptor correspondiente.

Las acciones de recuperación de la planta se basaron en llevar la central a parada fría con el sistema de extracción de calor residual (TH), el baypás del condensador disponible, el generador GV-20 aislado, por tanto no se producía liberación de actividad al exterior.

Instalación nuclear El Cabril

El día 9 de mayo de 2002 tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia en la instalación El Cabril.

El escenario del simulacro tuvo como suceso iniciador la caída de un bastidor metálico con 12 unidades de 480 litros, durante las operaciones de almacenamiento en las celdas. Se simuló que el bastidor se soltó del puente grúa y se golpeó contra la pared de la celda cayendo sobre los contenedores ya almacenados; tres unidades de 480 litros perdieron su tapa y ello ocasionó la dispersión de material radiactivo. Se declaró *alerta de emergencia*. Se activó el Plan de vigilancia radiológica exterior (PVRE) y el Plan de recuperación tanto del material radiactivo como de las unidades caídas.

Instalación nuclear Juzbado

El simulacro anual de emergencia en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado se realizó el día 3 de octubre de 2002.

Se simuló un incendio en el área del rectificado de la línea de gadolinio como consecuencia de un fallo mecánico en la rectificadora, que provocó la combustión del aceite contenido en la máquina. Como consecuencia del incendio se produjo contaminación superficial en techos, suelos y paredes. Se declaró *alerta de emergencia* por incendio en nave de fabricación.

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.

El CSN también participó en 3 ejercicios internacionales *Ecurie* de la Unión Europea; uno de nivel I, que sirvió para evaluar las comunicaciones de los países que pudieran verse afectados por un hipotético accidente, otro de nivel II, que permitió evaluar el tiempo de respuesta para contactar con un responsable de la organización de respuesta a emergencia en cada uno de los estados participantes, y un tercero, de nivel III, en el que participaron de forma activa varios estados y sus

respectivas organizaciones responsables en materia de seguridad nuclear y protección radiológica a la población.

7.2.3.4. Incidencias

Durante el año 2002 la sala de emergencias del CSN se activó en dos ocasiones. La primera de ellas el día 25 de abril a raíz de la declaración de emergencia en el emplazamiento en la central nuclear José Cabrera. La declaración fue motivada de acuerdo con su Plan de Emergencia Interior por la condición denominada *agresión a la central con pérdida inminente del control de la seguridad física.* La actuación del CSN se circunscribió a lo establecido en la revisión 3 del *Plan de actuación del Consejo de Seguridad Nuclear ante emergencias nucleares y radiológicas.*

La segunda de las activaciones tuvo lugar como consecuencia de la localización de un contenedor con material químico supuestamente radiactivo que se encontraba a la deriva frente a la costa asturiana. Sucedió el día 7 de diciembre de 2002.

La Salem recibió una notificación telefónica del centro de coordinación de salvamento marítimo de Gijón, sobre la detección, a unas cuatro millas y media de la costa, entre Lastres y Ribadesella, de un contenedor con posible contenido radiactivo. Este incidente llevó a la activación parcial de la Salem. Personal del CSN se desplazó a la zona junto con un técnico de Nuclenor para la caracterización radiológica del contenedor. El día 8 de diciembre, y tras realizar las mediciones oportunas, los técnicos desplazados confirmaron la inexistencia de material radiactivo, ni siquiera en forma de trazas, ni en el interior ni en la superficie del contenedor, se trataba realmente de una cisterna portátil con nitrógeno líquido.

Por otra parte, durante el año 2002 se gestionaron en el CSN, tras la notificación a la Salem, varios casos de detección de fuentes radiactivas o de rastros de contaminación radiactiva en chatarra en las entradas a acerías o industrias de recuperación de residuos metálicos. En todos los casos la gestión consistió en inmovilización del material, caracterización radiológica del mismo por una unidad técnica de protección radiológica (UTPR) debidamente autorizada para ello y, en su caso, inmovilización y retirada del material encontrado por parte de Enresa.

Adicionalmente, en la Sala de emergencias se recibieron varias notificaciones acerca del deterioro de bultos radiactivos debido a caídas de los mismos durante su trasiego en el 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 17 de enero de 2002 se notificó desde la Subdelegación del Gobierno en Ciudad Real la ocurrencia de un accidente de tráfico en la carretera nacional IV, punto kilométrico 212, en el que estaba implicado una furgoneta de transporte que contenía diversas fuentes radiactivas para uso médico.

  Personal de retén del grupo radiológico, (GR) del CSN se desplazó hasta el lugar del accidente con equipos de medida de radiación. A las 14:00 horas del mismo día 17, el incidente quedó cerrado, una vez que se comprobó que las diversas fuentes transportadas no habían sufrido daño y permanecían en sus respectivos embalajes (excepto una que fue recolocada en el mismo por el personal de intervención).

- El 7 de febrero de 2002, la empresa Santa Bárbara Sistemas (General Dynamics) notificó a la Salem que durante una revisión interna previa a

la realización de una prueba de radiografía, se detectó una lectura elevada en dos dosímetros personales pluma que se utilizan como control de las exposiciones de cada sesión. Se sospechó que el problema pudiera estar en los dosímetros, por lo que se solicitó una verificación de los mismos. Los resultados concluyeron que los dosímetros medían correctamente, y que el hecho se debió a un fallo en la lectura de los dosímetros pluma.

- El día 6 de marzo de 2002 la empresa Nucliber notificó a la Salem la pérdida de material radiactivo para uso en medicina nuclear (400 mCi de solución de Yodo-131). Dicho material fue facturado por Iberia con destino a Santiago de Compostela y no llegó a su destino.

  Dos días más tarde la compañía Iberia notificó a la Salem la aparición del material que Nucliber había dado por desaparecido. El envío no fue embarcado en el vuelo previsto por problemas técnicos, quedando los bultos controlados en origen.

- El día 8 de mayo de 2002, se recibió notificación del Ministerio de Fomento (demarcación de carreteras del Estado en Aragón) comunicando la inundación de la instalación IRA-0346, donde se guardan varias sondas con fuentes radiactivas. Se realizaron medidas en los alrededores, las cuales eran inferiores a 1 μ Sv/h. Se adoptó la medida de bombear el agua lo antes posible.

- El día 6 de junio de 2002 se notificó a la Salem la irradiación sin dosímetro de dos trabajadores del Hospital Universitario de Salamanca que se encontraban, de forma inadvertida, en el interior de la sala de tratamiento del acelerador lineal Saturno-42, mientras el operador realizaba la comprobación diaria. El día 25 de junio llegó un informe complementario del suceso. Se irradiaron dos personas, profesionalmente expuestas, con un acelerador lineal. Se estimaron unas dosis recibidas menores a 1,9 mSv.

- El día 27 de junio de 2002 se recibió una comunicación sobre chatarra con contenido radiactivo. El suceso ocurrió en la instalación CELSA (Castellbisbal). La detección fue en los pórticos de entrada y se trataba de una fuente encapsulada alojada en su contenedor de blindaje. La fuente era de Radio-226.

- El día 5 de julio de 2002 se recibió un informe preliminar sobre exposición accidental de una trabajadora en el Hospital Central de Asturias. El suceso tuvo lugar cuando estando en la sala de tratamiento realizando unos preparativos, la trabajadora observó que la unidad estaba en marcha, procediendo inmediatamente a detener su funcionamiento.

- El día 30 de septiembre de 2002 se recibió un fax del Complejo Hospitalario Materno Insular de Las Palmas de Gran Canaria, en el que se informaba de una intrusión no controlada en la instalación del servicio de medicina nuclear, sin que en ningún momento se accediera a las zonas de cámara caliente, ni de almacenamiento y manipulación de radioisótopos.

- Día 3 de octubre de 2002 se recibió notificación del Hospital Universitario Puerta del Mar (Cádiz), comunicando un incidente en la unidad de cobaltoterapia del servicio de radioterapia. Debido a un fallo mecánico, la fuente de Cobalto-60 no volvió a su posición de blindaje, mientras permanecía un enfermo dentro de la sala de tratamiento. El incidente no tuvo consecuencias radiológicas para el paciente. El equipo fue reparado el mismo día del incidente.

- El día 4 de octubre de 2002 se recibió notificación de la empresa Cualicontrol-ACI, S.A. describiendo un incidente ocurrido con un equipo de gammagrafía en la empresa Talleres Alva, S.L.

Varios operadores detectaron que la fuente de Ir-192 no había regresado al gammágrafo a causa del desenganche fortuito de la fuente de la bola del telemando. Tras el suceso, el equipo fue enviado a la casa suministradora para su revisión y se sometieron a reconocimiento médico los tres trabajadores expuestos.

- El día 18 de octubre de 2002 se recibió un fax de la empresa Euroconsult, S.A. notificando un incidente ocurrido el día 17 con un equipo Troxler en la autovía M-50 de Madrid. El equipo fue golpeado por una apisonadora neumática. Tras acordonar la zona, se midieron niveles normales de radiación, no teniendo el incidente consecuencias radiológicas.

- El día 26 de noviembre de 2002 la empresa Schering España, S.A. comunicó que uno de sus transportes procedente de Saclay (Francia), con destino a España, había sufrido un accidente a 2 km de la frontera española, no habiéndose producido fuga o dispersión de material radiactivo. En el cargamento que transportaba se encontraban generadores de molibdeno y otros radio-fármacos, que una vez cargados en otro vehículo llegaron a su destino sin problemas.

En relación con sucesos o incidentes ocurridos fuera de nuestras fronteras, las notificaciones más relevantes provinieron de la Comisión Europea y del Organismo Internacional de Energía Atómica:

- El día 7 de enero de 2002 se recibió un fax procedente de la Comisión Europea en el que se describía un suceso clasificado como INES 3, ocurrido el día 27 de diciembre de 2001. Se trató de la comprobación de dosis altas de radiación en el lugar de destino (Nueva Orleans, USA) de un transporte de material radiactivo con origen en Suecia. En el comunicado se informó que se estaba procediendo a realizar comprobaciones en todos los lugares por donde se había producido el transporte.

- El día 6 de febrero de 2002 se recibió fax en formato Emercon comunicando que el centro de respuesta a emergencias del OIEA había recibido un mensaje de Italia dentro de la convención de pronta notificación de accidente nuclear. Las autoridades competentes italianas informan que se han recibido en tres barcos diferentes 60-65 toneladas de acero contaminado con Cobalto-60. El acero procedía de la república yugoslava de Macedonia.

- El día 15 de marzo de 2002 se recibió un informe del OIEA relacionado con un incidente ocurrido el día 11 en Sellafield, Reino Unido. El incidente se ha evaluado como de nivel 2 en la escala INES. El suceso se refería a un aumento anormal de radiación en un paquete tipo B, conteniendo Cobalto-60.

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 *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 2002, 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 la centrales nucleares de Ascó, Cofrentes, Trillo, Vandellós I, Juzbado y Ciemat.

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, 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 al alcance de éstos. Este año se avanzó en relación con el alcance establecido para algunas de las centrales nucleares en explotación, hasta la simulación de accidente severo, manteniendo actividades de simulación de la mayor parte de las acciones de respuesta establecidas en su plan de emergencia interior.

También se incorporó al programa de simulacros del 2002 nuevos criterios sobre duración prevista para la realización de los mismos y se incrementó el número de ellos que se realizaron fuera de horario laboral y festivos.

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 le 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, 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. No obstante se recibió a final del pasado año, una solicitud de Unesa para modificación general de algunos de los sucesos iniciadores de los PEI, que se ha pospuesto a una revisión global de los mismos, que se pretende abordar en el año 2003, junto con los criterios

para realización de simulacros y algunos otros que aparecen en la Guía del CSN 1.3.

7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares

El Real Decreto 158/1995 establece que los titulares de las actividades de almacenamiento, procesado y transporte de los materiales nucleares precisan una autorización específica para el ejercicio de tales actividades, que es concedida por la Dirección General de Política Energética y Minas, previos informes del Ministerio del Interior y del Consejo de Seguridad Nuclear, de acuerdo con sus normativas internas específicas. Esta autorización se expedirá por un plazo de dos años de validez, tras los cuales, los titulares de la autorización específica deberán presentar ante la Dirección General de Política Energética y Minas la solicitud de la prórroga correspondiente.

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 iniciaron contactos con representantes del Ministerio de Interior y responsables en la materia del sector eléctrico, para constituir un grupo de trabajo 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.

Este grupo de trabajo inició sus actividades realizando una ronda de visitas a las centrales nucleares con objeto de que los responsables en la materia se situaran en el nivel de protección de que disponía cada instalación en relación a la nueva situación de riesgo.

La intrusión de un grupo de ecologistas en la central nuclear José Cabrera el 25 de abril de 2002, periodo en que esta central se encontraba implantando las mejoras que el CSN había requerido en el condicionado de la prórroga de la autorización, concentró los esfuerzos en esta planta, y en los nuevos criterios que se estaban implantando en otros países, particularmente los requeridos por la NRC.

Se realizaron inspecciones además de a la central nuclear José Cabrera, a la central nuclear de Trillo y Santa María de Garoña, éstas últimas junto a técnicos del Servicio de Protección y Seguridad (Seprose) y la Unidad Especial de Intervención (UEI), de la Dirección General de la Guardia Civil (DGGC).

Para sistematizar los refuerzos solicitados por el CSN a las instalaciones nucleares y los que se derivaban de las recomendaciones internacionales, el 19 de junio de 2002, el Consejo aprobó el documento presentado por el sector eléctrico *Modelo de seguridad integrada en centrales nucleares*, y remitió a las mismas una instrucción técnica para que en el periodo de seis meses sus sistemas de protección física se adaptaran al modelo.

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.

Durante el segundo semestre se realizaron actividades de seguimiento de la aplicación de las mejoras solicitadas por el modelo, en numerosas reuniones con el sector eléctrico y realizando una ronda de visitas a las centrales nucleares y a la fábrica de elementos combustibles de Juzbado.

Los días 22 y 23 de octubre de 2002 se realizaron las *Jornadas sobre Seguridad Física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares*, organizadas por la Secretaría de Estado de Seguridad (SES) del Ministerio de Interior, el CSN y Unesa, con la participación de los más altos responsables en la materia y destinadas a sensibilizar a las partes implicadas en el tema.

Como consecuencia de las Jornadas se elaboró un plan de actuación sobre la seguridad física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos, cuya ejecución se está llevando a cabo en colaboración entre la Secretaría de Estado de Seguridad (SES), el Ministerio de Economía (Mineco), el CSN y los titulares de la instalaciones que tienen por objetivo establecer un sistema integrado de seguridad física en el ámbito nuclear.

Para conseguir este objetivo se definieron cinco líneas de actuación y se encomendó a una comisión de coordinación integrada por técnicos de la Secretaría de Estado de Seguridad (SES), el Ministerio de Economía (Mineco), el CSN y los titulares de las instalaciones, su impulso, coordinación y supervisión.

A iniciativa de la Subdirección de Emergencias (SEM), dentro de la línea de colaboración con el Ministerio de Interior, junto a técnicos del Servicio de Protección y Seguridad (Seprose) de la DGGC y de la Unidad Central de Seguridad Privada (UCSP) del Cuerpo Nacional de Policía, (CNP) se iniciaron actividades de evaluación de las especificaciones de los sistemas que las centrales nucleares estaban instalando y de las organizaciones de seguridad que se estaban redefiniendo y se han fijado algunos criterios sobre protección perimetral y organización del servicio de seguridad.

Además, se realizó una reunión entre técnicos de la Subdirección de Emergencias (SEM) y técnicos de protección física designados por Unesa, en la que se elaboró una propuesta de índice y contenidos para plan de protección física, cuya revisión se solicitó a todas las centrales nucleares para el 28 de febrero de 2003, a finales de diciembre se presentó al CSN esta propuesta y desde la Subdirección de Emergencias (SEM) se han remitido los comentarios resultantes de la evaluación de la misma.

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 actual.

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 2002, en 43 proyectos y la gestión de un presupuesto propio de 3.306.000 €, 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 contribuyeron a mejorar los conocimientos, métodos y herramientas empleados por el personal del CSN en la realización de sus funciones, ayudando a que sus actuaciones sean más eficaces y eficientes. También permitieron incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de instalaciones o actividades reguladas y de aquellas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares. Los resultados de los proyectos finalizados se describirán en una publicación titulada *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en 2002.*

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 13 ya finalizados, así como del plan de investigación y sus circunstancias.

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 inciden directamente en su labor. Numerosos temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, tales como el diseño, materiales, construcción, operación y clausura de instalaciones, requieren el empleo de técnicas multidisciplinarias y complejas. Estos aspectos tienen a veces problemas no resueltos y requieren, por ello, programas de investigación. Estos programas, por referirse con frecuencia a temas comunes a varios países, son susceptibles de abordarse en cooperación internacional, permitiendo que su coste, a veces muy elevado, pueda distribuirse entre los participantes.

El 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 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) Dedica 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 3.366.000 € a este cometido en 2002.

b) Estableció un convenio con el sector eléctrico por el que se creó un *Plan coordinado de investigación*, de naturaleza paritaria, que incluye temas de interés común.

c) Estableció un procedimiento interno a través del cual se canalizan las propuestas de los expertos del CSN, se efectúa el seguimiento de los proyectos de investigación y se analizan y ponen en práctica los frutos obtenidos.

d) Participa en la gestión, desarrollo y ejecución de los proyectos de investigación internacionales que se llevan a cabo en el seno de la Comisión Europea, la Agencia de Energía Nuclear de la 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). Este 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 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: emplazamientos; la explotación de instalaciones nucleares, esta última línea subdividida 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.

Entrando ya en la línea de emplazamientos, los proyectos se pueden considerar agrupados en tres grandes bloques:

Proyectos orientados a mejorar el conocimiento de los riesgos que el emplazamiento impone sobre la instalación.

Proyectos orientados a mejorar el conocimiento de los impactos potenciales de la instalación sobre el medio ambiente.

Proyectos orientados a conocer el fondo radiactivo natural.

En la línea de explotación de instalaciones nucleares existen varias áreas de actividad, ya mencionadas, con sus diferentes objetivos.

El objetivo de los proyectos sobre 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.

El objetivo de los proyectos sobre análisis de riesgos, fiabilidad y factores humanos es la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para APS y evaluación de factores humanos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, 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.

De los proyectos relativos a la línea de instalaciones para el almacenamiento de residuos, uno se refiere a los residuos de media y baja actividad y dos al combustible irradiado y otros residuos de alta actividad.

El objetivo del único proyecto relativo al almacenamiento de residuos de media y baja actividad es valorar la seguridad de un sistema de almacenamiento de residuos radiactivos cuantificando, de manera fiable, su impacto radiológico. Ello implica la identificación de todas las características, sucesos y procesos que pueden tener una influencia significativa en su comportamiento, la parametrización y modelación de su estructura y dinámica y los cálculos específicos que proporcionen los resultados de la evaluación.

De forma generalizada, en el ámbito internacional se han venido desarrollando metodologías que permiten abordar la evaluación del impacto radiológico de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad de una manera global y sistemática. A tenor de la buena experiencia del Ciemat en estos desarrollos, el CSN estableció con el mismo un acuerdo de colaboración, de 39 meses de duración, por el que, tras un análisis comparativo de las distintas aproximaciones metodológicas, está seleccionando, actualizando y adaptando al caso español una metodología para la evaluación de la seguridad de los almacenamientos superficiales de residuos de baja y media actividad. Esta metodología comprende la modelación del sistema, la cuantificación de los vertidos potenciales (términos fuente) y del transporte de radionucleidos en el medio ambiente y el cálculo de los impactos radiológicos asociados. La aplicación más importante a corto plazo consistirá en la actualización de la evaluación del comportamiento y análisis del Centro de almacenamiento de El Cabril teniendo en cuenta la experiencia operativa de la instalación, el resultado de varios proyectos de I+D desarrollados específicamente en El Cabril y el mejor conocimiento de los residuos generados en España.

El objetivo de los dos proyectos de investigación en desarrollo en el campo del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad es la adquisición de los conocimientos científicos, la capacidad técnica y las herramientas necesarias para abordar el seguimiento y evaluación de los planes, programas y proyectos que se desarrollen en nuestro país para el almacenamiento geológico profundo (AGP), opción considerada en los países más desarrollados. Dichos proyectos se refieren al estudio comparativo de las evaluaciones de seguridad a largo plazo de sistemas de AGP realizados hasta la fecha (proyecto intercomparación), al conocimiento de la representatividad y aplicabilidad de los modelos aplicables a estas evaluaciones de la seguridad (proyecto modelación), y a conocer la aplicación de los análogos naturales a la evaluación de la seguridad AGP (proyecto análogos naturales).

8.2.2. Proyectos en curso de realización

Todos los proyectos en curso al 31 de diciembre de 2002, con sus características particulares, se relacionan en la tabla 8.1.

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2002

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Determinación de Fallas de Primer Orden mediante el Análisis Integrado de Datos Geológicos. Cartografía regional de fallas susceptibles de producir sismos importantes que puedan afectar a Instalaciones Nucleares, así como cuantificar sus velocidades de deformación, utilizando y reelaborando información disponible.	29/05/00	29/05/03	250.983	125.491	CSN Enresa U. Complutense de Madrid IGN
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
Caracterización Hidrológica de Embalses aguas abajo de Emplazamientos Nucleares. Realizar una caracterización hidrológica horizontal de los embalses de Estremera, Arrocampo, Torrejón-Tajo, Sobrón, Cortijo y Cortes II, así como la realización de un ensayo de trazadores en el río Ebro y la calibración del código CORVEL.	1/3/01	1/9/03	202.049	134.359	CSN Cedex U. Complutense de Madrid
CAMP USNRC-3. Code Applications and Maintenance Program. Compartir experiencias en cuanto a errores y falta de adecuación de códigos y cooperar en la solución de deficiencias y en el mantenimiento de una única versión de código reconocida internacionalmente. Compartir experiencia de usuario de códigos en cuanto a su escalabilidad, aplicabilidad y estudios de incertidumbres.	2/4/01	31/8/03	265.046	265.046	NRC PCI/GM
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.

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2002 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Materials Scaling. Evaluación de las condiciones de composición y temperaturas que puedan dar lugar a la estratificación del núcleo fundido.	31/07/00	30/06/03	32.454.650	47.600	CSN Kurchatof Institute NUPEC Japón GRS Alemania CEA/ISPN, 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
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.	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
Proyecto Halden-extensión. Caracterizar las propiedades del combustible y de los materiales en los distintos estados de operación de una central nuclear.	01/01/02	31/12/04	1.164.000	291.000	CSN Ciemat Tecnatom Enusa
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.	01/01/01	30/06/03	446.191	145.012	CSN Unesa Ciemat

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2002 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
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.	01/10/02	01/10/04	67.317	67.317	CSN UPM
MACE-Extensión. Estudios sobre refrigerabilidad del corium y ablación del hormigón.	01/04/02	01/10/03	45.076	22.538	CSN Unesa UPM
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.	01/01/00	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.	01/01/02	31/12/04	713.449	285.379	CSN Unesa Tecnatom Univ. Cantabria Ciemat
Seguimiento y vigilancia del Envejecimiento de Cables eléctricos en centrales nucleares. Conocer el Estado del Arte en el mundo sobre el envejecimiento de cables, y la elaboración de una guía y procedimiento que sean aplicables a las centrales nucleares españolas.	03/06/02	31/12/03	100.820	50.410	CSN Unesa Tecnatom Empresarios Agrupados

8.2.3. Lista de proyectos en seguridad nuclear finalizados en el año 2002. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la seguridad

8.2.3.1. Hidrogeología en medios de baja permeabilidad

El proyecto Hidrobap II se enmarca en las líneas definidas por el CSN en su *Plan quinquenal de investigación*. El objeto de esta segunda etapa ha sido aplicar la metodología multidisciplinar desarrollada en el proyecto Hidrobap con nueva información de mayor grado de detalle para contrastar su eficacia, sirviendo como apoyo a metodologías tradicionales de investigación de rocas fracturadas. Ello permitió una mejor caracterización de las rocas y la identificación de zonas clave en relación con el flujo y transporte de radionucleidos. Por

otra parte, se mejoró y amplió el paquete integrado de códigos de simulación ya elaborado en el proyecto Hidrobap, en el que se acopló a la modelación hidrogeológica los efectos originados por las variaciones del campo de esfuerzos del macizo rocoso (efecto hidro-mecánico).

Como resultado del proyecto se dispone de una herramienta que engloba diferentes metodologías: caracterización geológica y estructural, simulación estocástica del medio fracturado, caracterización hidrogeológica, modelación del flujo y transporte de contaminantes y análisis de incertidumbres. Esta herramienta se considera de aplicación directa al estudio de la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos e integrable en distintas fases del proceso de evaluación del comportamiento de un AGP (caracterización, simulación y análisis). No obstante, la metodología HIDROBAP también es aplicable a otras instalaciones ubicadas en rocas fracturadas, como es el caso de la clausura de minas y plantas de extracción de uranio.

La metodología Hidrobap da lugar a un proceso de retroalimentación, que en las primeras fases del estudio obtiene un gran rendimiento de la información superficial, permitiendo optimizar la ubicación y el número de sondeos a realizar para caracterizar el medio. El aporte sucesivo de información mediante los sondeos y ensayos realizados permite mejorar el modelo y obtener un gran nivel de confianza en los resultados de las simulaciones realizadas.

Como en la primera fase, la ejecución del proyecto Hidrobap II corrió a cargo de: la UPM (Departamento de Matemática Aplicada de la E.T.S. de Ingeniería de Minas de Madrid), la UPC (Departamento de Ingeniería del Terreno de la E.T.S. de Ingenieros de Caminos Canales y Puertos de Barcelona), la UCM (Departamento de Geodinámica y Departamento de Petrología de la Facultad de Ciencias Geológicas de Madrid). Cabe reseñar que este proyecto forma 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 Hidrobap II responden a los objetivos fijados en el V Programa Marco de la UE.

8.2.3.2. Obtención y asimilación del nuevo código termohidráulico consolidado

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. Con ello se permite entre otras, la verificación, comprensión y mejora de las protecciones, tanto automáticas (sistemas de protección) como manuales (procedimientos de operación en emergencia), de las centrales.

Si bien internacionalmente se reconoce 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 discutió 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, por ejemplo en el campo del acoplamiento con otros códigos. A tal objeto, la USNRC anunció 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).

Se pretende obtener como resultado final un único código que aúne las capacidades de los cuatro, sin que los usuarios de dichos códigos vean comprometidos los recursos invertidos. Se promueve además el desarrollo de una interfaz gráfica de usuario denominada SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program), que facilite las tareas de preparación de la entrada de datos (incluida la traducción de ficheros para los códigos previos), y de interpretación y análisis de resultados. Adicionalmente se pretende dotar al producto resultante de capacidades nuevas al objeto de subsanar carencias de modelos (por ejemplo, transporte de área interfacial), y de más modernas y versátiles técnicas numéricas y de programación informática.

El CSN y Unesa consideraron conveniente el mantenimiento de una colaboración conjunta dentro del ámbito del desarrollo y mantenimiento de códigos termohidráulicos, por cuanto se facilita la obtención de unas herramientas de cálculo contrastadas a nivel internacional, y de unos conocimientos y experiencia en su uso, no obtenibles por otros medios. La aprobación en fecha 18 de diciembre de 1998, de este proyecto incluido dentro del *Plan coordinado de investigación* CSN-Unesa, puso en marcha el proceso de participación española en el plan de la USNRC citado anteriormente. 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 actúa 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. La estructura de las principales líneas de trabajo fue:

Obtención, distribución de información y desarrollo de plan de trabajo detallado.

Desplazamiento de un técnico nacional a la sede de la USNRC para recopilación y asimilación de documentación del proyecto americano, y el establecimiento de posibles actividades de colaboración con equipos de trabajo nacionales.

Establecimiento y mantenimiento del programa de trabajo coordinado con el de la USNRC.

Diseño e implantación de una página web del proyecto.

Obtención y asimilación del CTC.

Obtención de la versión disponible de TRAC-M[1] y documentación soporte.

Preparación, organización y celebración de un seminario nacional sobre los fundamentos teóricos de TRAC-M.

Preparación, organización y celebración de un seminario nacional sobre el uso y aplicaciones de TRAC-M.

Preparación, organización y celebración de un seminario internacional sobre TRAC-M en colaboración

1. TRAC-M es la denominación actual, aunque parece ser que no definitiva, del CTC.

con personas del equipo de desarrollo de la USNRC.

Análisis de los métodos numéricos utilizados en TRAC-M.

Estudio de viabilidad de la migración de modelos de planta de RELAP5 a modelos de planta de TRAC-M.

Puesta a punto y asimilación de la interfaz gráfica de usuario SNAP.

Estudio de viabilidad de la modelación de sistemas de control reales de planta.

Colaboración con equipos de desarrollo de la UNSRC.

Desarrollo de una interfaz general de acoplamiento de códigos. Aplicación a la conexión TRAC-M/CONTAIN.

Colaboración con el equipo de desarrollo de la USNRC en la evaluación de desarrollo (developmental assessment) de la consolidación de TRAC-B en TRAC-M.

Obtención de los modelos de las centrales nucleares españolas y contraste de cálculos con datos y resultados conocidos.

Elaboración de un modelo de TRAC-M para las centrales nucleares de Vandellós-II, Cofrentes, Almaraz, José Cabrera, y para la instalación experimental LOFT.

El balance fue positivo, dado que se obtuvo el código, habiéndose avanzado adecuadamente hacia la asimilación del mismo representada por unos modelos para las centrales nucleares españolas, y por unos equipos humanos capacitados para su utilización, formados tras su participación en el proyecto.

La USNRC anunció que el producto final será probado a partir de su aparición mediante las fases usuales de validación, también a través de un consorcio de cooperación internacional.

8.2.3.3. Análisis de accidentes severos en la contención

En 1996, el Ciemat y el CSN firmaron un acuerdo de colaboración en el área de accidentes severos en contención con el objetivo primordial de incrementar la capacidad de los códigos de cálculo existentes, desarrollar nuevos modelos en caso necesario y aplicar, si fuera el caso, la metodología de análisis resultante a una planta real. Este acuerdo fue objeto de una modificación en el año 1999, para adaptar el calendario de actividades a la situación real del Ciemat extendiendo su duración hasta el año 2002. Dentro de este acuerdo se han llevado a cabo algunas actividades que finalizaron en el año 2000, que fueron mencionadas en el informe anterior, tal es el caso del comportamiento del hidrógeno en la contención en caso de accidente severo.

Las actividades previstas dentro de este acuerdo se agruparon en seis proyectos, dos de los cuales fueron aprobados en el Programa de Investigación 1994-1998 del Tratado de Euratom (en adelante IV Programa Marco), y un tercero relativo a un ejercicio internacional de comparación de códigos (ISP) auspiciado por el Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares dentro de uno de los grupos de trabajo de la Agencia Europea de Energía Nuclear (NEA). El cuarto proyecto consistió en la participación en el proyecto STORM y los dos últimos promovidos por el propio Ciemat, dentro de la línea de investigación del comportamiento del hidrógeno y la retención de aerosoles en condiciones de accidentes severos. Estas actividades se agrupan en cuatro áreas de trabajo, que se indican a continuación:

1. Termohidráulica de la contención

Este área estuvo centrada en el proyecto *Technology Enhancement for Passive Safety Systems*, TEPSS, del

denominado IV Programa Marco, para analizar el comportamiento de sistemas pasivos de diseños avanzados del tipo Boiling Water Reactor (BWR), interpretación de experiencias realizadas en la instalación PANDA del Paul Scherrer Institute, (PSI), así como la validación de un modelo propio de condensación de vapor de agua en tubos verticales en presencia de incondensables para el código de cálculo TRAC/BF1. Dentro de esta misma área de trabajo, se incluyó la participación en el problema internacional de comparación de códigos (ISP-37), orientado a verificar los modelos termohidráulicos y de aerosoles del código CONTAIN frente al experimento M3 de la serie VANAM. Un objetivo adicional de esta participación consistió en contrastar la respuesta de distintos códigos de contención como CONTAIN, FIPLO (GRS), FUMO (Universidad de Pisa) y MELCOR (SNL) para identificar posibles deficiencias y aspectos mejorables.

2. Química del yodo en la contención

Este área estuvo centrada en el proyecto *Iodine Chemistry* del IV Programa Marco de la UE. La participación en esta área consistió en analizar el estado del arte de la reacción del yodo con la plata en caso de accidentes severos, identificar y diseñar, si fuera el caso, nuevos experimentos y participar en el desarrollo de un modelo cinético para su implantación en los códigos que contemplan la química del yodo (IODE) contribuyendo a su validación frente a resultados experimentales. Esta actividad se extendió a la participación en un ejercicio internacional de comparación de códigos (ISP-41F) participando en el análisis del comportamiento del yodo orgánico en un ensayo realizado en la instalación RTF (Radioiodine Test Facility).

3. Comportamiento del hidrógeno

En este caso el objetivo consistió en el estudio de la fenomenología de la combustión del hidrógeno, con la preparación de un informe del estado del arte sobre el comportamiento del hidrógeno en la contención, la validación de los modelos de combustión de hidrógeno en contención, existentes en los códigos de cálculo disponibles, para lo cual se utilizaron los experimentos representativos de las condiciones de accidente severo y la mejora de los modelos de combustión y puesta a punto en los códigos de cálculo disponibles y su aplicación a planta. Al haber finalizado esta actividad en el año 2000, se incluyó en el informe del año 2001.

4. Comportamiento de aerosoles

Esta área se centró en la participación del proyecto STORM, sobre el estudio de los fenómenos asociados a la re-suspensión de aerosoles que se llevó acabo en el Centro Común de Investigación de la Unión Europea en Ispra (Italia), contribuyendo al desarrollo de modelos mecanicistas de deposición y/o, resuspensión de aerosoles, así como la aplicación de códigos de parámetros concentrados y/o, multi-dimensionales a los experimentos de deposición y resuspensión de aerosoles de la serie STORM a casos reales.

Dentro de esta área de trabajo también se incluyó el diseño, realización e interpretación mediante códigos de cálculo de un programa experimental de retención de aerosoles en lechos acuosos, como escenarios accidentales realizados en la instalación PECA del Ciemat, para realizar un análisis de los factores de descontaminación y la fenomenología asociada en función de la "sumergencia" y velocidad de inyección, con el desarrollo de correlaciones para su aplicación posterior.

Dentro de la ejecución global de este acuerdo también es posible destacar, como se ha comentado anteriormente, que fue necesario realizar una adaptación del acuerdo extendiendo su calendario de ejecución dos años más de lo previsto hasta junio de 2002. Esta modificación del acuerdo se debió fundamentalmente a la disponibilidad de recursos humanos por parte del Ciemat a lo largo del mismo. A su vez, esta situación motivó una nueva planificación de actividades en 1999, momento en el que lo realizado suponía la mitad

de lo previsto y alguna de las áreas de trabajo incluso ya finalizadas a esa fecha, como era el caso del área A de termohidráulica de la contención.

Para acometer la parte de aplicación a planta se programó en esa fecha la realización de un análisis detallado de la adecuación de los márgenes de incertidumbres asignados en el código MAAP a las variables fundamentales. El interés de esta actividad se centra en el hecho de la utilidad dada a este código de cálculo como herramienta de apoyo en la gestión de situaciones de emergencia, disponible en la Sala de emergencias (Salem) del CSN.

La participación en este proyecto ha supuesto una importante fuente de información frente al comportamiento esperado de fenómenos que tendrían lugar dentro de la contención en caso de condiciones de accidente severo, lo que ha contribuido a mejorar el conocimiento en todos las áreas de trabajo consideradas, y en particular en aspectos específicos, como en el comportamiento de hidrógeno en la contención en caso de accidentes severos, el comportamiento de aerosoles ó la química del yodo. También se ha utilizado esta información para analizar la influencia de los parámetros de los códigos de cálculo que establecen la evolución de la fenomenología asociada a estos aspectos.

Asimismo, mediante la participación en este proyecto se ha tenido acceso a toda la información generada en los proyectos de comparación de los resultados obtenidos en los diferentes ejercicios internacionales de comparación de códigos, y entre ellos los ISP- 17 e ISP-41F. Además, la existencia de la instalación PECA del Ciemat ha permitido participar en la ejecución de ensayos específicos para analizar la influencia de algunos factores (como la "sumergencia", la existencia de impurezas y la velocidad de inyección) en el comportamiento de los aerosoles en lechos acuosos y su efecto en el factor de descontaminación, como consecuencia de la deposición de los mismos, y así como establecer correlaciones para su aplicación posterior.

8.2.3.4. Desarrollo de métodos de evaluación y modelado del impacto de la organización en la seguridad de las centrales nucleares

Los resultados del análisis de los accidentes más graves, así como de incidentes significativos, ocurridos en industrias con altos requisitos de fiabilidad, como es la nuclear, indican que en numerosos casos los aspectos de organización y gestión jugaron un papel muy relevante en la ocurrencia y consecuencias de dichos accidentes. Se ha comprobado también que instalaciones con prácticamente el mismo diseño pueden tener niveles de seguridad significativamente diferentes y esas diferencias pueden ser atribuibles, básicamente, a diferencias en los aspectos de organización y gestión.

La experiencia sigue aportando nuevas evidencias de que la forma de organizar y gestionar una central nuclear influye en su seguridad. Ejemplos ilustrativos fueron la parada de la central nuclear de Millstone (EEUU, 1995), la parada de las centrales nucleares explotadas por la compañía eléctrica Ontario Hydro (Canadá, 1997) o los recientes sucesos en la central nuclear de Davis-Besse (EEUU, 2002).

Las evidencias disponibles a finales de la pasada década, unidas a las transformaciones que se preveían en la organización y gestión de las compañías propietarias de centrales nucleares españolas como consecuencia de la liberalización del mercado, a raíz de la Ley del Sector Eléctrico de 1997, junto con los trabajos previos desarrollados por el CSN y el Ciemat, fueron los antecedentes que impulsaron el inicio de un proyecto de I+D en este ámbito.

En 1998 se firmó el acuerdo CSN-Unesa-Ciemat para el desarrollo de un proyecto de I+D relativo a la evaluación y modelación del impacto de la organización y dirección en la seguridad de las centrales nucleares. Este proyecto, de cinco años de duración, se enmarcó dentro del *Plan coordinado de investigación* entre el CSN y Unesa.

Su objetivo general era contribuir al aumento de la seguridad de las centrales nucleares, mediante la asimilación o desarrollo de metodologías de valoración del impacto de la organización y gestión en la seguridad de las centrales nucleares, incluyendo tanto metodologías preventivas, correctivas, como predictivas.

Para su desarrollo se contó con el Ciemat como principal centro investigador, pero con un apoyo muy significativo (del orden del 40% de los recursos del proyecto) procedente de universidades y empresas consultoras, españolas y extranjeras; lo que permitió el concurso de expertos procedentes no sólo del ámbito de la tecnología nuclear, sino también de la organización de empresas, de la psicología, etc. Así mismo, para facilitar la transferencia de algunas metodologías, se establecieron importantes acuerdos de colaboración con organismos extranjeros tales como el organismo regulador nuclear de Canadá y de Francia o se aprovecharon otros ya establecidos como el del organismo regulador de EEUU.

El proyecto se estructuró en cinco grandes líneas de investigación. La primera trataba de desarrollar una visión europea del impacto de los factores organizativos en la seguridad, para lo cual se diseñó una acción concertada denominada *Orfa* en el IV Programa Marco de la Unión Europea. Sobre los resultados de esta acción concertada se fundamentó el proyecto europeo *Learnsafe* del V Programa Marco, con representación española de Unesa y Ciemat, actualmente en marcha, que se ha orientado al análisis de los elementos que facilitan el aprendizaje organizativo.

La segunda línea abogaba por la adaptación al entorno español de una metodología de análisis organizativo desarrollada en EEUU y Canadá que permitiera analizar el estado de una organización en función del modelo y de la calidad de sus factores organizativos. Esta línea, tras un intenso trabajo de análisis y adaptación metodológica y la realización de sendas experiencias piloto en las centrales nucleares Santa María de Garoña y Ascó, ha permitido disponer al día de hoy de una herramienta de gran calidad que puede ser aplicada por las centrales nucleares españolas para el análisis preventivo de las organizaciones.

La tercera línea pretendía dar a conocer en la industria nuclear española la aproximación utilizada en Francia para el denominado análisis ergonómico de aspectos organizativos y, en concreto, su aplicación al análisis de las organizaciones durante las recargas. Si bien se ha logrado un conocimiento de estas metodologías, no se ha culminado con la realización de experiencias piloto en centrales nucleares.

La cuarta línea pretendía identificar y comparar herramientas de análisis de incidentes que permitieran detectar adecuadamente causas raíces asociadas a factores organizativos y de gestión. Esta línea ha culminado con, entre otras cosas, la identificación de una metodología de análisis *Safety through Organisational Learning* (SOL), procedente de la Universidad Técnica de Berlín que, junto a la ya conocida MORT de EEUU, parecen adecuadas según qué circunstancias o criterios, para este tipo de análisis.

La quinta línea de investigación, muy ambiciosa, pretendía incorporar explícitamente a los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) el impacto que los factores organizativos y su calidad tienen en la seguridad. Se tendría así una estimación del riesgo asociado a estos factores, así como una herramienta predictiva que pudiera valorar cómo afectarían a la seguridad los cambios en las políticas de organización y gestión de las compañías eléctricas. Si bien se han producido avances, en línea con actividades internacionales similares, aún es necesario un esfuerzo significativo para culminar estos desarrollos.

Se considera que, a pesar de la complejidad de este proyecto de I+D de cinco años de duración y en el

que el riesgo inicial de fracaso no era desdeñable, se ha empleado un buen modelo de proyecto y se han obtenido resultados muy satisfactorios. Como muestras más representativas merecen ser destacadas las líneas de investigación segunda y cuarta, que han conducido a la disponibilidad de herramientas de análisis organizativo, preventiva y correctiva respectivamente, que pueden ser utilizadas por la industria nuclear española.

8.2.3.5. Proyecto Halden-España

El objetivo de este proyecto es regularizar la participación de España, como país miembro del Proyecto Halden-OCDE, con objeto de transferir a la Industria Nuclear Española los avances tecnológicos obtenidos en las actividades de I+D desarrolladas en el Proyecto Halden y asimismo, establecer una organización que permita la obtención de los máximos beneficios tecnológicos por el sector energético nuclear, dirigidos a un funcionamiento mas seguro y mas rentable de las centrales nucleares.

El proyecto Halden desarrolla sus actividades de I+D enclavadas en dos programas de investigación:

- El programa de combustible y materiales.
- El programa sobre sistemas hombre-máquina.

El programa de combustible y materiales gira alrededor de la operación del reactor de agua pesada en ebullición de Halden. El reactor permite la realización de experimentos directamente en condiciones HBWR, o bien, en aquellos casos en que son necesarias condiciones de contorno más específicas, permite el uso de lazos de agua que pueden ser operados en condiciones termohidráulicas y químicas correspondientes tanto a reactores de agua a presión (PWR), como de agua en ebullición (BWR).

El objetivo principal del programa de combustible es contribuir a resolver los problemas de operación o de licenciamiento que afectan a las instalaciones, tanto actuales como novedosos. Para ello, se generan resultados experimentales que se utilizan para sustentar evaluaciones de seguridad en distintas condiciones de operación, para mejorar la operación de las centrales (optimización de la química, reducción de dosis, fallos de combustible,...), y para estudiar el comportamiento del combustible en condiciones de operación más exigentes, incluyendo el estudio del comportamiento de los nuevos diseños de combustible y la obtención de información básica para el desarrollo y validación de herramientas de diseño y análisis.

Partiendo de las necesidades que se identificaron al comienzo del trienio, el proyecto Halden ha realizado dentro de este periodo las categorías generales de experimentos relacionados con el combustible que se resumen a continuación:

- Estudio de las propiedades materiales del combustible y caracterización de su comportamiento para soportar su licenciamiento y operación en condiciones de alto quemado de descarga.
- Estudio de la fiabilidad y del comportamiento de la varilla combustible en diversas condiciones de operación estacionaria y transitoria, cubriendo espacios extendidos de operación.
- Estudio de la química del refrigerante primario y de su interacción con los materiales estructurales, con vistas a su optimización en cuanto a reducción de los niveles de corrosión y al control de las dosis de radiación en planta.
- Estudio de las propiedades de los materiales estructurales y de su integridad, para la realización de estudios de duración de vida útil.

Los objetivos del programa de "Sistemas hombre-máquina" se centran en el conocimiento y la mejora de la actuación humana, en el desarrollo de sistemas de apoyo a la operación y modernización de salas de control, en la introducción de la realidad virtual como herramienta de apoyo al diseño y al entrenamiento seguro y en la investigación de sistemas de seguridad digitales.

En el área de sistemas hombre-máquina, durante el último trienio 2000-2002, las principales actividades llevadas a cabo por el CSN han sido:

- Estudio, valoración y análisis de aplicabilidad de las actividades de I+D realizadas en el proyecto Halden, especialmente de proyectos relacionados con el desarrollo de criterios y guías de evaluación de nuevas interfases hombre-máquina desde el punto de vista de los factores humanos.

- Participación en workshops. Workshop celebrado en Halden, Noruega (30 nov-1 dic 2000) sobre procedimientos de operación informatizados. El CSN presentó objetivos y requisitos de la simulación de procedimientos; experiencia recogida del uso de COPMA-II.

- Asistencia a Congresos. *Enlarged Halden Programme Group Meeting* celebrados en Lillehammer (marzo 2001) y en Gol (septiembre 2002), Noruega. En ellos se presentan los resultados de las investigaciones llevadas a cabo dentro del proyecto Halden. En Gol, el CSN presentó "Procedimiento de verificación y validación (V&V) mediante simulación utilizando COPMA III. Transferencia de la experiencia pasada".

- Firma del convenio de colaboración con la Universidad Politécnica de Madrid para utilizar COPMA III como instrumento de V&V de procedimientos (2002). Iniciación de los trabajos correspondientes en colaboración con Halden.

- Participación en comités técnicos nacionales. Grupo de seguimiento del área de sistemas hombre-máquina del Comité Nacional Halden. Asistencia a las reuniones trimestrales. Presentación de los análisis y estudios realizados.

Los principales beneficios alcanzados por el CSN son:

- Permitir al CSN estar en permanente contacto con los avances relacionados con el desarrollo de criterios y guías de evaluación de nuevas interfases hombre-máquina desde el punto de vista de los factores humanos.

- Permitir el acceso a la documentación generada por el proyecto Halden, por medio de una base de datos que se actualiza periódicamente.

- La participación en las actividades, a través del grupo de seguimiento nacional, posibilita el contacto con especialistas españoles de otras organizaciones, proporcionando el intercambio de conocimientos y experiencias.

El proyecto Halden reúne a las organizaciones internacionales de mayor relevancia en sistemas hombre-máquina, esto posibilita intercambiar conocimientos y experiencias en este campo y establecer y mantener contactos con especialistas de todo el mundo.

8.2.3.6. Estudio y evaluación del daño por irradiación en vasijas de reactores de agua a presión

La vasija de los reactores nucleares y otros componentes críticos como los internos de la vasija están expuestos a irradiación neutrónica que puede alterar sus características mecánicas. La predicción de la evolución de este proceso de degradación necesita disponer de muestras irradiadas en reactores comerciales o experimentales, cuya caracterización mecánica y microestructural deberá llevarse a cabo en instalaciones especiales denominadas

celdas calientes. El coste de este tipo de actividad es elevado en tiempo y dinero y el número de instalaciones disponibles, reactores experimentales y celdas calientes, es cada vez menor. Por tanto, el disponer de una herramienta informática que permita simular computacionalmente el daño por la irradiación de los materiales expuestos a radiación neutrónica sería una ayuda importante para la gestión y extensión de vida de los reactores en operación.

La generación de una herramienta informática que permita predecir el daño por irradiación en los aceros de vasija es el objetivo general del proyecto VENUS II, que se ha llevado a cabo de modo complementario por el DENIM, que se ocupa de la simulación computacional, y por el Ciemat, que se ocupa de la comprobación experimental.

El objetivo de las actividades llevadas a cabo por el Ciemat en este proyecto es estudiar experimentalmente mediante microscopía de transmisión y otras técnicas el daño producido por irradiación en materiales y aleaciones simples con el fin de contrastar los resultados obtenidos en la simulación computacional. Para ello se han diseñado experimentos de irradiación simples, con iones hierro, en condiciones bien controladas que sean posibles de simular computacionalmente.

La parte experimental del proyecto VENUS ha permitido desarrollar una serie de metodologías para el examen y la caracterización del daño por irradiación en aleaciones modelo y la obtención de información contrastable con los resultados procedentes de la simulación computacional. Esta actividad ha contribuido a la mejora del entendimiento de los procesos básicos del daño por irradiación en los materiales, entendimiento aplicable a cualquiera de los componentes críticos de los reactores nucleares en operación. Por otra parte, el trabajo desarrollado en el proyecto VENUS ha permitido incorporarnos al proyecto internacional REVE con el mismo objetivo y compartir información y resultados con otros grupos internacionales que están investigando sobre el mismo tema.

La parte computacional desarrollada por DENIM ha dado lugar a múltiples y variados beneficios como son los siguientes:

Desarrollo de un conjunto de programas validados de Dinámica Molecular para metales (MDCASK) y de Cinética de Montecarlo (BIGMAC) para difusión de defectos en las plataformas computaciones más usadas, capaces de describir los procesos microscópicos en hierro (Fe) y hierro-cobre (Fe Cu).

Descripción original y nueva de los mecanismos que suceden a escala microscópica en los metales irradiados, y que han sido incorporados en los códigos de cálculo desarrollados.

Establecimiento de una base de datos muy extensa de generación de defectos por desplazamiento en la red cristalina por efecto de la irradiación en función de la energía de los neutrones y de los parámetros de difusión sobre metales disponible para usarse en las simulaciones microscópicas.

El alcance y aceptación científica de los desarrollos realizados se puede medir en la publicación de 10 artículos en revistas del más alto rango internacional como *Physical Review Letters, Physical Review B, Journal of Nuclear Materials, Nuclear Instruments and Methods*, junto a muy diversas presentaciones en los foros más significativos de la tecnología nuclear, entre los que se destaca el muy restringido *International Group on Radiation Damage of Materials.*

Demostración de la capacidad de la simulación multiescala de materiales bajo irradiación para dar respuestas correctas y comparables con experimentos a escala microscópica. Experimentos limpios y más sencillos de diagnosticar (con iones)

sobre materiales metálicos (hierro) puros y ultrapuros, y la composición básica del Fe Cu. Constituye una de las primeras aplicaciones reales en el ámbito internacional de la validación simulación-experimentos para materiales irradiados, con el objetivo de demostrar la posibilidad de predicción de la simulación computacional.

Los resultados computacionales, y su validación experimental, permiten en este momento abordar la participación en iniciativas como el proyecto europeo REVE (que en su establecimiento es posterior a VENUS-II) donde se cuenta con el interés y empuje de empresas como Electricité de France (Edf). Es asimismo el planteamiento de un próximo Proyecto Integrado Europeo (6º Programa Marco) en el que se extiende el alcance de VENUS-II para considerar la validación a escala macroscópica basándose en los resultados de simulación microscópico y su proyección a dicho nivel; curiosamente el planteamiento se realiza para un grupo de usuarios entre los que se encontrarían los organismos reguladores, como una herramienta predictiva de las condiciones de extensión de vida, y cuenta con una positiva visión de la Comisión de la Unión Europea con empresas como Edf, Framatome, VTT y otras.

8.2.3.7. Metodología de validación de sistemas de ensayos no destructivos empleados en la inspección en servicio

Este proyecto tiene como objetivo principal el de demostrar que la metodología de validación de sistemas de ensayos no destructivos, empleados en inspección en servicio desarrollada por Unesa (CEX-120) es apropiada, y permite determinar correctamente las capacidades técnicas de los sistemas que se aplican en la inspección de los componentes de las centrales nucleares españolas.

Durante la ejecución del proyecto se realizaron todas las actividades previstas en la metodología y se elaboraron todos los informes técnicos requeridos con el fin de determinar la validez de sus objetivos, alcances y contenidos.

Así mismo, se simularon las organizaciones principales involucradas en los procesos de validación, es decir: la central nuclear, su organización de calidad y su organización independiente de validación.

Cada una de ellas se organizó de tal manera que representantes de todas las centrales nucleares y del Consejo de Seguridad Nuclear participaran activamente en ellas.

Lo más importante de este proyecto no sólo ha sido demostrar la validez de la metodología de validación propuesta, sino también identificar las importantes lecciones aprendidas en el curso del proyecto.

La combinación de los elementos principales de la validación: la justificación técnica y la demostración práctica que ha sido propuesta para las dos situaciones de defectos incluidas en el proyecto, es decir, defectos postulados y defectos específicos, se ha demostrado eficaz para evaluar las capacidades técnicas de los sistemas de inspección.

Así, las justificaciones técnicas elaboradas para cada una de las áreas de inspección presentaban la suficiente información para evaluar de una manera objetiva el comportamiento de las técnicas de inspección propuestas. Se identificaron, antes de obtener resultados prácticos sobre las maquetas con defectos, los puntos fuertes o débiles según cada caso de los procedimientos de inspección, que luego fueron corroborados en su totalidad cuando se realizaron las adquisiciones de datos requeridas. El nivel de confianza que se obtiene de los sistemas de inspección es muy alto y permite además, identificar las mejoras específicas que pudieran requerir dichos procedimientos.

En relación con las lecciones aprendidas, cabe señalar las que afectan por un lado a la empresa de inspección y por otro, a la central nuclear.

En relación con las primeras, se ha observado que es fundamental que la empresa de inspección presente para su validación procedimientos de inspección previamente optimizados con objeto de que la propia validación no se convierta en un proceso de mejora de técnicas de inspección. Además es muy importante que la estructura y contenido de los procedimientos cumpla con los requisitos establecidos en la metodología de tal manera que las instrucciones a los operadores sean precisas y claras y no interpretables por ellos. Otra lección aprendida es relativa a la justificación técnica.

Por otro lado se han identificado aspectos muy importantes que afectan a la central nuclear y más concretamente al personal que la misma asigna a los procesos de validación. Estos deben tener el perfil técnico suficiente que les permita evaluar los aspectos técnicos de los procedimientos de inspección y de las justificaciones técnicas con el fin de poder concluir sobre la validez de los sistemas de inspección.

Cabe señalar la importancia que este proyecto ha tenido en la formación del personal de todas las organizaciones participantes en el mismo, al ser la primera iniciativa de validación llevada a cabo con esta metodología.

Tras la finalización del proyecto VENDE se creará el Grupo de Validación de Unesa (GRUVAL) para gestionar y coordinar la validación de todas las áreas de las centrales nucleares españolas, con el objeto de optimizar costes y recursos.

Esto permitirá beneficiarse de las sinergias derivadas de:

Validación de áreas de inspección por grupos con un método común a todas ellas, minimizando el número de maquetas a fabricar y los defectos a implantar.

Gestión unificada de la calificación de las empresas de inspección, que permitirá utilizar las validaciones hechas con esta metodología por Unesa u otras plantas.

Coordinación con el CSN de la agrupación de áreas a inspeccionar y el calendario de validaciones.

8.2.3.8. Matrices vítreas

El proyecto se realizó por acuerdo de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear, Enresa y Unesa, actuando como centros tecnológicos subcontratados para la realización experimental la Fundación Inasmet y el Instituto de Cerámica y Vidrio (CSIC).

El objetivo principal del proyecto fue la definición y caracterización de nuevas matrices de material vítreo partiendo de las condiciones normativas actuales y el estado del arte a nivel internacional, como alternativa a las matrices de hormigón. Además, se pretendía conocer la adecuación de los diferentes ensayos estudiados a la problemática concreta de los residuos generados en las centrales nucleres españolas y las condiciones de aceptación en El Cabril como base a futuros desarrollos de protocolos y metodologías de caracterización de las matrices vítreas.

Los principales trabajos realizados son:

- Recopilación de información procedente de diferentes fuentes, empezando por los organismos involucrados en el proyecto, para establecer la situación actual hasta las fuentes bibliográficas que aporten información relativa a vidrios utilizados en el contexto internacional para el tratamiento de residuos así como metodologías referentes a la caracterización de los mismos.

- Evaluación de la información recuperada y estructuración de la fase experimental posterior mediante la elaboración de un plan de ensayos.

- Obtención experimental y caracterización de probetas de vidrio simuladas. Se combinaron diferentes composiciones, mezclas de material base junto con óxidos metálicos que simulan la fracción inorgánica de los residuos tratados, con diferentes ensayos de caracterización (químicos, mecánicos, térmicos,...).

- Evaluación de los resultados anteriores con un triple enfoque. Por una parte presentación de la información obtenida en términos comparativos que facilite el conocimiento y aplicaciones prácticas de los mismos. En segundo lugar, la elaboración de alternativas y criterios para orientar la metodología de caracterización de las nuevas matrices propuestas para su aceptación en El Cabril. Por último, se realizarán estudios y propuestas de mejora de los materiales vítreos en base a la adición de modificadores o tratamientos térmico-químicos que permitan una optimización de propiedades y abran el camino a desarrollos posteriores y aplicaciones prácticas.

El proyecto realizado tiene un carácter básico y sus resultados no pueden aplicarse de una forma inmediata sino que requerirían de futuros desarrollos. Desde un punto de vista técnico, los resultados obtenidos son positivos en cuanto a la utilización de vidrios para el almacenamiento de residuos de baja y media actividad. Esta conclusión corrobora la información deducida de la bibliografía consultada sobre el buen comportamiento de los vidrios como sistemas de almacenamiento de residuos en general, y residuos de baja y media actividad (RBMA) en particular.

En base a los resultados obtenidos el principal beneficio para el CSN es la adquisición de conocimientos sobre estos procesos y sus posibles mejoras para optimizar las propiedades de los materiales vítreos y las características de los ensayos exigibles que permitirían elaborar futuros protocolos de aceptación de estas matrices vitrificadas.

Esta adquisición de conocimientos permitiría abordar su proceso regulador y las evaluaciones de detalle desde una posición más rigurosa, en el caso de implantarse en las instalaciones de gestión de residuos españolas.

8.2.3.9. Análogos naturales

El proyecto denominado en forma abreviada *Análogos* ha tenido como objetivo fundamental profundizar en el estudio de los análogos naturales y arqueológicos del almacenamiento geológico profundo (AGP), de los residuos de alta actividad para identificar su contribución a la evaluación de la seguridad de dichos sistemas de almacenamiento y a la comunicación a diferentes audiencias. Por análogos naturales se entiende la presencia en el medio ambiente de materiales o procesos que son similares a los que pueden relacionarse con aquellos que se prevé ocurrirán en alguna parte del sistema de almacenamiento.

El proyecto se llevó a cabo en colaboración con Enresa, mediante acuerdo con el Ciemat y las universidades de Valencia y Zaragoza y comprendió las actividades siguientes:

- Recopilación bibliográfica, análisis general y clasificación de los estudios de análogos existentes, y selección de los mas relevantes.

- Identificación de los componentes de los sistemas de AGP, fundamentalmente en formaciones de granito y arcilla, los procesos que afectan a la evolución futura de los mismos y las áreas de evaluación de la seguridad que podrían nutrirse de información obtenida a partir de los estudios de análogos disponible.

- Descripción detallada de cada uno de los análogos seleccionados y del uso potencial y real de

la información obtenida de ellos en la evaluación de la seguridad de estos sistemas AGP.

- El análisis de las estrategias e información existente sobre el uso de los análogos en la comunicación al público de la seguridad de este tipo de almacenamiento.

La información obtenida del proyecto se estructuró en varios documentos con diferente grado de detalle y contenido técnico dirigidos a diferentes audiencias, parte de los cuales se encuentran en fase de publicación y otros en fase de elaboración final, y son los siguientes:

- El documento de síntesis del proyecto, dirigido a una audiencia amplia.
- Un catálogo de análogos con una descripción detallada de cada uno.
- Un documento sobre la contribución de los análogos a la evaluación de la seguridad y a la comunicación.
- Una base de datos, que incluye la información de los documentos analizados durante el proyecto con alrededor de 2000 referencias.

En términos generales, el proyecto cumplió los objetivos establecidos, y proporcionó una visión clara de la potencialidad de los análogos en la adquisición de métodos de aumento de la confianza en la evaluación de la seguridad de los sistemas AGP de los residuos de alta actividad y a su comunicación a diferentes audiencias, y ha contribuido, así mismo, a la formación de equipos externos de apoyo a las evaluaciones que el CSN tenga que hacer en un futuro.

Además ha proporcionado una proyección internacional en este ámbito, facilitando la participación del CSN en un proyecto de la Comisión Europea denominado NAnet (Red de Análogos Naturales) de objetivos similares que se iniciará a principios el 2003 y puede servir para contrastar los resultados obtenidos en el proyecto del CSN.

8.2.3.10. Modelización

La evaluación de la seguridad de los sistemas de almacenamiento geológico profundo (AGP) para el aislamiento permanente de los residuos de alta actividad, requiere el conocimiento del comportamiento futuro de los diferentes componentes del sistema y de este en su conjunto. La complejidad de los procesos y la necesidad de contemplar largos periodos de tiempo requiere de modelos matemáticos que representen adecuadamente el comportamiento de dichos subsistemas. Han sido muchos los modelos desarrollados en las últimas décadas, como también han sido numerosos los estudios y aproximaciones para la contratación, verificación y validación de estos modelos a fin de incrementar la confianza en el grado de representatividad de los mismos.

El denominado proyecto de Modelización del Plan de I+D del CSN ha tenido como objetivo principal el desarrollo de un estudio sobre el estado del arte de la modelización aplicable a la evaluación del comportamiento y la seguridad del almacenamiento permanente de los residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas, que sirva de base para definir líneas de actuación futuras en este ámbito, así como para guiar las evaluaciones que el CSN deba realizar en un futuro. El proyecto ha incluido las actividades generales siguientes:

- Recopilación y análisis sistemático de la información existente sobre los modelos conceptuares y matemáticos, así como sobre las bases de datos, aplicables a la evaluación del comportamiento de todos y cada uno de los componentes del AGP y del sistema integrado de almacenamiento.

- Estudio de las características de los modelos y las metodologías de calibración, verificación y validación para conocer su grado de confianza e identificar el nivel de aplicabilidad y representatividad de las bases de datos y de los modelos existentes en cada área de la evaluación de la seguridad.

El proyecto iniciado en diciembre de 1999 ha tenido tres años de duración y ha sido llevado a cabo con la participación de Enresa y desarrollado por las Universidad Politécnica de Valencia (departamento de física aplicada) y la Universidad de Zaragoza (departamento de ciencias de la tierra, área de petrología y geoquímica).

El alcance del proyecto ha incluido los modelos aplicables a todos los componentes y procesos que pueden considerarse en los sistemas de AGP: inventario de radionucleidos, corrosión de la cápsula, generación y transporte de gas, transporte de calor, geoquímica, geomecánica, lixiviación, flujo de aguas subterráneas, transporte de radionucleidos y procesos acoplados, principalmente termo–hidro-mecánicos y termo - hidro- geoquímicos, biosfera efectos climáticos y modelos globales. Los resultados del proyecto contenidos en informes están siendo estructurados en documentos siguientes para su publicación:

- Un catálogo actualizado y justificado de los modelos y bases de datos existentes, incluyendo los modelos utilizados en los ejercicios de evaluación de la seguridad de los diferentes conceptos de AGP, realizados en el ámbito nacional e internacional.

- Un estudio de las aproximaciones de validación/aumento de la confianza en los modelos desarrolladas hasta la fecha de finalización del proyecto, que incluye los basados en laboratorios subterráneos para la contratación de los diferentes modelos.

8.3. Programa de investigación en protección radiológica

8.3.1. Líneas de actuación

De acuerdo con el *Plan quinquenal de investigación,* durante el año se promovió la realización de programas de investigación en protección radiológica y se participó en los mismos a fin de aumentar la base científica y tecnológica necesaria para garantizar la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes. Por ello, la investigación en el ámbito de la protección radiológica se centró en las siguientes líneas:

- Fundamentos biológicos de la protección radiológica.

- Protección radiológica de los trabajadores.

- Protección radiológica del público y el medio ambiente.

En el primer grupo se encuentran los programas denominados de radiobiología, destinados a investigar los efectos de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos, el hombre en particular, y en especial sobre el ADN de los núcleos celulares. El objetivo final de esta investigación es el estudio de la oncogénesis radioinducida. Asimismo, se incluyen proyectos con el objetivo de profundizar en los efectos genéticos a largo plazo. Finalmente, se incluyen los proyectos denominados de dosimetría biológica, los cuales tienen como objetivo la identificación de determinadas lesiones en los cromosomas de las células y la cuantificación de las dosis de radiación origen de las mismas; para ello, se utilizan diversas técnicas, entre las que se encuentran las más avanzadas, como las denominadas de hibridación *in situ*.

En el segundo grupo se encuentran aquellos programas que desarrollan aplicaciones específicas,

como es el caso de estudios relativos a la exposición ocupacional, o los aspectos relativos a la dosimetría de los trabajadores expuestos, incluyendo también técnicas dosimétricas especiales de aplicación a la población.

La protección radiológica ocupacional tiene como objetivo establecer criterios, normas y métodos que sirvan para aplicar y garantizar el cumplimiento de los principios básicos de optimación y limitación de dosis, manteniendo una mejora continua en las condiciones de trabajo que garanticen que las dosis de exposición se mantienen en valores óptimos. En consecuencia, los estudios relacionados con la exposición ocupacional tienen como objetivo el análisis y evaluación de datos reales sobre las dosis recibidas por distintos colectivos, como vía para establecer procedimientos de reducción de dosis.

En dosimetría, los proyectos tienen como objetivo el desarrollo de metodología e instrumentación para la estimación de dosis externas procedentes de diversas fuentes y tipos de radiación, así como el establecimiento de métodos y procedimientos para la evaluación de las dosis como consecuencia de la incorporación de material radiactivo. El conocimiento de los datos correspondientes al metabolismo del material incorporado sirve de base para el establecimiento de modelos en los que basar el cálculo de dosis.

La evaluación retrospectiva de exposición a radiaciones ionizantes tiene como objetivo el conocimiento de las dosis recibidas por la población como consecuencia de accidentes o exposiciones incontroladas.

En el tercer grupo se encuadran aquellos proyectos que llevan a cabo estudios sobre el impacto radiológico de las instalaciones en condiciones de funcionamiento normal y en situación de accidente; el desarrollo de nuevos criterios y técnicas para la gestión de emergencias; así como los relativos a radiación natural.

El objetivo de los proyectos relacionados con el impacto radiológico ambiental en condiciones normales de operación es conseguir una mejor vigilancia y control de la calidad radiológica del medio ambiente y una garantía de que la población no está expuesta a riesgos radiológicos innecesarios. Así se estudia el comportamiento de los radionucleidos, especialmente los de vida larga y relevancia biológica, mediante la realización de estudios sobre los mecanismos que condicionan su migración, acumulación y transferencia en el medio ambiente. Igualmente, el conocimiento de determinados hábitos, por ejemplo los alimenticios, es fundamental para la estimación de las dosis recibidas por la población.

En relación con los accidentes, el objetivo es analizar los efectos radiológicos en el exterior de las instalaciones en caso de escape de una fracción importante del material radiactivo y estudiar su dispersión en las zonas adyacentes, las medidas de emergencia a establecer para proteger a la población y las actividades previstas para la recuperación ambiental de los terrenos contaminados.

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.

Además de los tres grandes grupos mencionados, hubo otros temas de interés, tales como las vías para alcanzar una mayor comprensión de la percepción del riesgo por parte de la opinión pública, identificar factores clave en la eficacia de la comunicación sobre el riesgo y formular estrategias de comunicación eficaces. Dicho interés se centra fundamentalmente en el riesgo asociado a la operación en plantas nucleares y en el relacionado con el transporte y almacenamiento de residuos radiac-

tivos, aunque se incluyen otros riesgos por radiaciones ionizantes (radón, rayos X).

Se está desarrollando un proyecto a escala nacional y europea relativo a la percepción y comunicación del riesgo radiológico, lo que permite establecer comparaciones de la situación española con la de los países participantes.

8.3.2. Proyectos en curso de realización

Como resumen, a continuación se presenta la tabla 8.2 que contiene los detalles de los ocho proyectos en curso a 31 de diciembre de 2002, y un listado donde se referencian los tres proyectos que concluyeron en el año y se especifican los resultados y beneficios conseguidos.

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2002

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Fundamentos Biológicos en Hematopoyesis. Efectos de las radiaciones ionizantes sobre las células madre hematopoyéticas. El objetivo principal es el conocimiento de la sensibilidad a radiaciones ionizantes de las células madre hematopoyéticas (CMHs), y como ésta se modifica por efecto de la tasa de dosis y los distintos tipos de radiación, así como la aplicación de estos conocimientos para predecir el contenido de CMHs en víctimas expuestas a radiaciones ionizantes.	31/10/00	31/12/03	294.496	120.202	CSN Ciemat
Estudio de la Inducción y la Persistencia de la Aneuploidía tras la Exposición *in vivo* 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

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2002 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (euros)	Presupuesto CSN (euros)	Organizaciones
Nuevos Desarrollos en el campo de la Dosimetría Electrónica. Este proyecto es una continuación del que finalizó en el año 1999 sobre estudio de dosimetría directa. El nuevo proyecto contempla el anteriormente citado y la verificación experimental de las características técnicas de cuatro equipos de dosimetría electrónica presentados recientemente en el mercado europeo.	08/07/02	31/07/03	31.024	15.521	CSN Unesa UPC-INTE
Metrología Neutrónica en centrales nucleares. Desarrollar instalaciones y técnicas para la irradiación controlada de dosímetros de neutrones con fuentes de distinta moderación y caracterizar la respuesta y parámetros de influencia en sistemas activos y pasivos de dosimetría neutrónica.	28/12/00	28/12/03	216.364	216.364	H.U. Rio Hortega de Valladolid CSN Ciemat U. Politécnica de Madrid Universidad de Valladolid
Caracterización dosimétrica de emplazamientos mediante sistemas de espectrometría gamma *in situ*. El objetivo global del proyecto es demostrar las capacidades y ventajas de la técnica de Espectrometría Gamma In Situ (EGIS) e identificar aquellas limitaciones que pudiera presentar en condiciones y situaciones prácticas	31/10/00	31/10/03	90.152	90.152	CSN Ciemat
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 incluidas 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.	30/11/00	30/11/03	223.096	111.548	Unesa CSN

8.3.3. Proyectos en protección radiológica finalizados en 2002. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la protección

8.3.3.1. Estudio del efecto genético de las radiaciones ionizantes a largo plazo en un modelo experimental

Este proyecto se ha llevado a cabo en la Universidad Autónoma de Barcelona (UAB) en la unidad de antropología del departamento de biología animal, biología vegetal y ecología, con una duración de tres años (fecha de la firma el 19 de noviembre de 1999).

En esta misma unidad de la UAB se han realizado anteriormente otros dos proyectos de I+D financiados por el CSN, el primero de ellos consistió en la puesta a punto de una unidad de dosimetría biológica y el segundo fue para la detección de anomalías cromosómicas mediante técnicas de hibridación in situ (FISH).

El objeto general del proyecto ha sido conocer el comportamiento de las alteraciones cromosómicas radioinducidas a medida que transcurre el tiempo desde la irradiación. Los únicos datos disponibles sobre este tema provienen de estudios retrospectivos (por ejemplo Mayak, río Techa, Goiana) o bien de los escasos accidentes en que se ha podido realizar un seguimiento (Chernobyl, Estonia e Irak por ejemplo). La necesidad de desarrollar un proyecto como el presente, está en que no está bien establecido como varían las frecuencias de las distintas alteraciones cromosómicas a lo largo del tiempo postirradiación, y en la posibilidad de disponer de un modelo experimental que aporte datos fiables.

Los objetivos del estudio han sido los siguientes:

- Establecer una línea celular linfoblastoide mediante inmortalización con el virus *Epstein Barr*.

  – Como resultado, el equipo investigador concluyó que la línea celular Jurkat era una óptima para ser utilizada en el modelo experimental dada su estabilidad a lo largo de sucesivas divisiones, característica importante ya que el experimento era prolongado en el tiempo; y su similitud con los linfocitos de sangre periférica que son las células utilizadas en los estudios de dosimetría biológica.

- Estudiar la evolución de la frecuencia de alteraciones cromosómicas estables (translocaciones) e inestables (dicéntricos), inducidas en la línea linfoblastoide por 0.2, 2 y 4 Gy de rayos X, a lo largo de sucesivas divisiones celulares.

  – Los resultados obtenidos confirman que las translocaciones permiten estimar dosis retrospectivamente de forma mucho más fiable que si utilizamos dicéntricos.

- Estudiar las alteraciones cromosómicas que permanecen a lo largo de sucesivas generaciones celulares, la posible aparición de alteraciones clonales, y su relación con los cambios cromosómicos observados en la carcinogénesis.

  – En el cultivo de 504 horas (21 días) tras la irradiación con 4 Gy, no se detectaron alteraciones clonales (células procedentes de una primera célula alterada de forma que tienen todas esa misma alteración porque proceden de ella), aunque en tres metafases se detectaron alteraciones del cromosoma 7. Alteraciones de este cromosoma son características de leucemias radioinducidas. El número de metafases que se han podido analizar con la técnica de M-FISH (por la que se pinta cada par de cromosomas de un color diferente) es limitado, pero los resultados obtenidos indican que las técnicas de M-FISH son de gran utilidad para el estudio de cambios relacionados con la carcinogénesis radioinducida.

– Se ha aplicado la técnica FISH dual para la detección de la reorganización de los genes bcr/abl, característica del cromosoma Filadelfia, que se observa en el 90% de las células de médula ósea de pacientes afectados de leucemia mieloide crónica (LMC), así como en menor proporción en otros tipos de leucemias. Los resultados obtenidos en el cultivo de 504 horas tras la irradiación a 4 Gy muestran que un 0,4% de las células presentan la reorganización, porcentaje que se encuentra dentro de los valores normales del laboratorio (límite superior de 4,27%). Por ello se puede concluir que no se ha observado un incremento significativo de la reorganización bcr/abl.

En los tres proyectos realizados en este laboratorio de la UAB se han alcanzado todos los objetivos propuestos y se han ampliado algunos de estos objetivos, lo que ha permitido a los investigadores publicar los resultados en revistas científicas de ámbito internacional.

8.3.3.2. Estudio de dosis internas en técnicas radioisotópicas *in-vitro* e *in-vivo* utilizadas en estudios de biología celular y molecular

El objetivo principal del proyecto consistió en desarrollar la metodología necesaria para que en virtud de las técnicas radioisotópicas utilizadas en los centros de investigación (mediante el uso de fuentes radiactivas no encapsuladas) pudieran identificarse las técnicas que serían necesarias para implantar programas de vigilancia de la contaminación interna.

El proyecto se enmarcó dentro de las líneas de investigación definidas por el CSN. Dicho proyecto se desarrolló mediante un acuerdo específico de colaboración entre el Ciemat y el CSN firmado con fecha 15 de noviembre de 1999. En el proyecto también participó el Instituto de Investigaciones Biomédicas perteneciente al Centro Superior de Investigaciones Científicas. La duración del proyecto fue de tres años (1999 a 2002).

Las principales fases de trabajo desarrolladas en este proyecto fueron:

- Fase 1: Caracterización del riesgo radiológico de las técnicas radioisotópicas desarrolladas en investigación biológica.
- Fase 2: Protocolos de técnicas de medida de contaminación interna.
- Fase 3: Definición de grupos de trabajadores.
- Fase 4: Resultados experimentales.
- Fase 5: Resultados teóricos.

Los resultados de este proyecto derivaron en el desarrollo de los siguientes productos:

- Desarrollo de una metodología para caracterizar, analizar y clasificar las técnicas radio isotópicas y establecer criterios adecuados de selección. Los criterios utilizados en este trabajo permitieron determinar de forma cuantitativa las técnicas radioisotópicas realizadas en investigación biológica con riesgo de contaminación interna. Asimismo se identificaron aquellas técnicas en las que no existe un riesgo significativo de contaminación.
- Análisis del adecuado funcionamiento del documento RS.G.1-2 de la OIEA como herramienta para valorar el riesgo de contaminación interna en las instalaciones de investigaciones biológicas.
- Desarrollo de nuevas técnicas de medida que con las ya existentes cubren todo el espectro de los contaminantes mas usuales en centros de investigación biológica tanto en los casos de medidas in vivo como en los casos de medidas *in vitro*.
- Análisis desde el punto de vista teórico y experimental de las técnicas que presentan un

riesgo potencial de contaminación interna, estableciendo en cada uno de los casos la necesidad de realizar controles de contaminación interna en función de las actividades anuales utilizadas.

8.3.3.3. Adaptación de la cámara de radón del INTE/UPC a la norma ISO 13466 e intercomparación de sistemas de medida

Con fecha 11 de diciembre 2000 y por un periodo de dieciocho meses, se firmó, entre la Universidad Politécnica de Cataluña y el CSN, un acuerdo específico de colaboración, para la adaptación de la cámara de radón existente en el INTE/UPC, a los requerimientos de la futura norma ISO 13466, y calibrar los correspondientes equipos de medida.

El proyecto fue realizado por el Instituto de técnicas energéticas, de la Universidad Politécnica de Cataluña y dentro del objetivo general indicado, los objetivos parciales fueron los siguientes:

- Acondicionar la cámara de radón con el objeto de poder servir como centro de referencia en nuestro país y poder llevar a cabo las calibraciones de equipos de medida de acuerdo a los requisitos de la futura norma ISO.
- Desarrollar los procedimientos de funcionamiento de la cámara y de calibración de los equipos de medida de la concentración de radón.
- Realización de una campaña de intercomparación de los equipos de medida utilizados por distintos grupos españoles.

Para el acondicionamiento de la cámara, se han llevado a cabo una serie de mejoras sobre los distintos sistemas de la cámara que se enumeran a continuación:

- Control de la estabilidad de la concentración de radón.
- Control de la homogeneidad de la concentración de radón.
- Control de la estabilidad de los descendientes.
- Medida de la concentración de radón trazado.
- Control de la temperatura y de la humedad relativa.
- Sistema de espectrometría alfa y programa de control de variables.

Adicionalmente a la puesta en marcha de los distintos sistemas de la cámara, también se han llevado a cabo diversas medidas de verificación del funcionamiento de la cámara.

La segunda etapa del proyecto estaba dirigida a la implantación de un sistema de calidad, para lo cual se desarrollaron un total de once procedimientos .Estos procedimientos se han agrupado en tres apartados, procedimientos de seguridad, procedimientos de calibración y procedimientos de trabajo.

En la tercera fase del proyecto, se organizó en colaboración entre el CSN y el INTE, una campaña de intercomparación de sistemas pasivos de medida, utilizados habitualmente por distintos laboratorios españoles que realizan medidas de radón. En esta intercomparación llevada a cabo en el primer semestre del año 2002 participaron siete laboratorios con un total de catorce sistemas de medida.

Los sistemas de medida y debido a sus características específicas se dividieron en dos grupos en función del nivel de concentración de radón al que serian expuestos, mayor y menor nivel.

La colocación de los detectores en el interior de la cámara se realizó de manera que su distribución fuera homogénea en las distintas bandejas. Y en

todo momento se guardó la confidencialidad en la identidad de los laboratorios participantes.

La intercomparación realizada, ha sido el primer ejercicio que se lleva a cabo en nuestro país de medida de concentraciones de radón y se ha podido constatar un nivel aceptable de fiabilidad en las medidas realizadas por los distintos laboratorios participantes.

Con el proyecto realizado se dispondrá en nuestro país de un centro de referencia contrastado para las medidas de radón, que permitirá que se lleven a cabo las calibraciones de los diferentes equipos que utilizan distintos laboratorios españoles, sin tener que acudir a realizar estas calibraciones en centros extranjeros.

8.4. Valoración de las actividades realizadas

Durante el año 2002 el CSN gestionó un presupuesto propio para I+D de 3.306.000 €. Para ello siguió las pautas establecidas en su *Plan de Investigación* que identifica las áreas y proyectos de investigación necesarios para el cumplimiento de las funciones asignadas por Ley. Una buena parte de los proyectos de investigación se realizan en colaboración con otras instituciones siendo destacable la colaboración con Unesa *(Plan coordinado de investigación)*, Ciemat *(Acuerdo marco de colaboración)* y Enresa.

Los proyectos de investigación desarrollados contribuyeron a mejorar los conocimientos, métodos y herramientas empleados por el personal del CSN en la realización de sus funciones, cooperando así a que sus actuaciones sean más eficaces y eficientes. También ayudaron a incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de instalaciones o actividades reguladas y de aquéllas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares. Los resultados de los proyectos finalizados se describirán en una publicación titulada *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en 2002.*

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).

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 2002, 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 1836/1999, de 3 de diciembre* (BOE 31 de diciembre de 1999), que viene a sustituir al de 21 de julio de 1972, está siendo sometido a un proceso de revisión interno para adaptarlo a la experiencia obtenida en su aplicación durante estos últimos dos 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.

9.1.2. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

En fecha 26 de julio de 2001 fue publicado en el BOE el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, derogando el anterior Real Decreto 53/1992, de 24 de enero, sobre el mismo objeto, y 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 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 2002 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. Sobre este objeto se continúa trabajando a través de una Comisión constituida al efecto en el marco de un convenio CSN-Ministerio del Interior formalizado el 3 de mayo de 1999. En la misma situación se encuentra la redacción de la *Directriz de Protección Civil contra riesgos radiológicos.*

Por último señalar que a lo largo del ejercicio 2002 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 2002 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 asímismo la sustitución del capítulo XIV de la *Ley 25/1964*, de 29 de abril, *de 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.

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 desarrollando en el presente ejercicio de 2002: 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 2002, cabe destacar lo siguiente:

- La publicación de las siguientes Guías de Seguridad:

  – GS-1.11. *Modificaciones de diseño en centrales nucleares.*

  – GS-5.15. *Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo.*

  – GS-6.1. *Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.*

  – GS-10.2. *Sistema de documentación sometida al programa de garantía de calidad en instalaciones nucleares* (Revisión-1).

  – GS-10.3. *Auditorías de garantía de calidad* (Revisión-1).

  – GS-10.6. *Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares* (Revisión-1).

- La publicación de las siguientes instrucciones del Consejo:

  – IS-02. *Documentación sobre actividades de recarga en centrales de agua ligera.* Esta Instrucción del Consejo se ha basado en la guía de seguridad GS–1.5, de igual título que, consiguientemente, queda anulada. BOE nº 159 de 4 de julio de 2002.

  – IS-03. *Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección radiológica.* BOE nº 297 de 12 de diciembre de 2002. Esta Instrucción del Consejo recoge el contenido de la guía de seguridad GS–7.2, de igual título que así mismo queda anulada.

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 2002 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 la preparación del 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 2002 ha continuado el ejercicio de intercomparación de la normativa de seguridad nuclear

aplicada en nuestro país con la normativa del OIEA. Los análisis comparativos se han dedicado especialmente en las áreas de los residuos radiactivos y transporte de materiales 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. Aspectos generales

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) dado su carácter de organismo fundamentalmente técnico, consultivo y en ciertos aspectos ejecutivo, debe emitir dictámenes e informes preceptivos y en algunos casos vinculantes, para la Administración Central y la Autonómica, en materias de seguridad nuclear y protección radiológica.

Además, el CSN tiene asignadas por ley las funciones de:

- Asesorar, cuando sea requerido para ello, a los tribunales y a los órganos de las administraciones públicas en las materias de su competencia.
- Informar y proponer a la autoridad competente la aprobación de medidas ante situaciones excepcionales o de emergencia en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de las zonas de influencia de las instalaciones nucleares o radiactivas.
- Colaborar con las autoridades competentes en la vigilancia radiológica de los trabajadores profesionalmente expuestos y en la atención médica de personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios de los planes de emergencia nuclear, participar en su aprobación y coordinar, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica, la respuesta a situaciones de emergencia.

Para el mejor y más eficaz desarrollo de las funciones que tiene asignadas, el CSN mantiene relaciones de colaboración y asesoramiento con las instituciones del Estado, con las organizaciones profesionales y sindicales y con las asociaciones y organizaciones no gubernamentales relacionadas con sus áreas de actividad.

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 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 las administraciones autonómicas.
- Asesorar e informar a las administraciones locales cuando sea requerido para ello.
- Mantener líneas de información con otras instituciones tanto públicas como privadas. Entre las primeras cabe destacar: 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, organizaciones del

ámbito medioambiental, asociaciones profesionales, sindicales, etc.

- Gestión de las subvenciones concedidas por el CSN al amparo de la resolución de convocatoria de 7 de marzo de 2001, *BOE* de 20 de marzo de 2001.

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* a dicho CSN, este organismo informa anualmente al Congreso y al Senado del desarrollo de sus actividades.

En la VII Legislatura, constituida tras las elecciones de marzo de 2000, ha desaparecido la Comisión de Industria y Energía, que tradicionalmente conocía de los asuntos del Consejo de Seguridad Nuclear, pasando los temas de energía, y por tanto los del CSN, al ámbito de 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.

Tras los trabajos previos de dicha ponencia, el presidente 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.

Así mismo, la presidenta del CSN comparece, a solicitud de otras Comisiones del Congreso y el Senado, para informar de cualquier tema de su competencia que las Cámaras consideren oportuno.

Es práctica habitual que también comparezcan, ante esta Comisión, otros miembros del CSN, como son el secretario general, los directores 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 al Gobierno, desde ambas Cámaras, mediante las preguntas parlamentarias para respuesta escrita.

Relaciones con la Administración Central

La ley establece un amplio temario de asuntos en los que las funciones encomendadas al CSN deben ser desarrolladas en colaboración y coordinación con las autoridades administrativas, 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 que tiene Acuerdo de Encomienda de funciones, acuerdos cuyo marco más amplio puede incluir actividades relacionadas con las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, programas de vigilancia radiológica ambiental y tribunales de licencias. Dicha colaboración se realiza a través de reuniones periódicas de grupos de trabajo, cuyo objetivo es procurar homogeneizar 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 asam-

bleas legislativas y al Defensor del Pueblo de las comunidades autónomas.

Relaciones con las Administraciones Locales
El CSN mantiene relaciones de colaboración, información y asesoramiento con las administraciones locales a las que presta el apoyo cuando le es requerido o en caso de incidentes. Cabe destacar la línea de información y comunicación abierta con los municipios de los entornos de las centrales nucleares y con la organización que los engloba: "Asociación de Municipios afectados por 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 proporciona información sobre sus actividades y los asuntos sobre los que ejerce competencia a entidades privadas y a particulares, bien mediante la remisión de información y documentación que produce, bien mediante la contestación concreta a las preguntas o quejas que formulan.

10.1.2. Relaciones con las Cortes Generales

Las Cortes Generales constituyen la referencia institucional básica para el CSN.

10.1.2.1. Informe anual

El informe anual correspondiente al año 2001 se remitió al Congreso y al Senado el 27 de junio de 2002.

10.1.2.2. Comparecencias

Durante el año 2002 se han producido diversas comparecencias de responsables del CSN ante las Comisiones del Congreso y del Senado:

Ante el Congreso

Comisión de Economía y Hacienda:
El día 25 de marzo comparecieron, ante la ponencia especial encargada del estudio del informe anual de actividades del CSN correspondiente al año 2000, de esta Comisión, los siguientes miembros del CSN: directores técnicos de seguridad nuclear y de protección radiológica, subdirectores generales de instalaciones nucleares, de protección radiológica ambiental y de protección radiológica operacional.

En el ejercicio de sus competencias, el día 16 de abril de 2002 compareció la presidenta del CSN, para explicar el Informe Anual de actividades del CSN correspondiente al año 2000. Dicha comparecencia se encuentra publicada en el Diario de Sesiones del Congreso nº 466 de 16 de abril.

El pasado día 23 de septiembre comparecieron ante la ponencia encargada del estudio del Informe Anual de Actividades del CSN correspondiente al año 2001, de esta Comisión, los siguientes miembros del CSN: director técnico de seguridad nuclear y los subdirectores generales de instalaciones nucleares, protección radiológica operacional, protección radiológica ambiental y emergencias.

Posteriormente, la presidenta del CSN compareció el día 25 de septiembre ante la Comisión de Economía y Hacienda para explicar el Informe Anual de actividades del CSN correspondiente al año 2001. Esta comparecencia se encuentra recogida en el Diario de Sesiones del Congreso nº 557 de 25 de septiembre.

Ante el Senado

Comisión de Economía, Comercio y Turismo
La presidenta del CSN compareció el día 14 de marzo, para informar del suceso ocurrido en la acería Siderúrgica Sevillana, S.A. situada en Alcalá de Guadaira (Sevilla). Esta comparecencia se encuentra recogida en el Diario de Sesiones del Senado nº 249 de 14 de marzo.

Ante esta misma Comisión, el día 20 de mayo, compareció la presidenta del CSN, a petición de Grupo parlamentario de Senadores Nacionalistas Vascos, para aclarar la publicación aparecida en diversos medios de comunicación relativa al impulso de la energía nuclear a partir del año 2005 y la prórroga de la vida de las plantas de generación nuclear. Esta comparecencia se encuentra recogida en el Diario de Sesiones del Senado nº 282 de 20 de mayo.

10.1.2.3. Informes

Se remitieron al Congreso de los Diputados los siguientes informes, solicitados mediante resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda de 2 de octubre de 2001, correspondientes al Informe Anual del año 1999:

- Informe sobre el envejecimiento de componentes, equipos y sistemas que se consideren más críticos en la central nuclear.
- Informe sobre el grado de desarrollo de las nuevas generaciones de reactores nucleares.
- Informe sobre el problema de las inestabilidades termohidráulicas en las centrales BWR.
- Informe sobre los resultados de las revisiones periódicas de seguridad efectuadas en las centrales nucleares españolas.
- Informe sobre las actuaciones que se están llevando a cabo para poner en práctica nuevas funciones en materia de vigilancia radiológica ambiental.
- Informe sobre la implantación de los servicios de protección radiológica en los hospitales del país.
- Informe sobre la potenciación del establecimiento de nuevos laboratorios de calibración para equipos de detección de medida de la radiactividad, y de centros para la vigilancia de la dosimetría personal.
- Informe sobre el plan de actuación que se está desarrollando para desclasificación de materiales residuales.
- Informe sobre los cambios que se están produciendo en las explotaciones de las centrales nucleares, especialmente en lo que se refiere a la gestión de los recursos humanos.

Se remitieron al Congreso de los Diputados los siguientes informes, solicitados mediante resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda de 12 de junio de 2002, correspondientes al Informe Anual del año 2000:

- Informe sobre la colaboración con las comunidades autónomas para impulsar las actividades relativas a la información del público sobre medidas de protección sanitaria y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.
- Informe sobre la planificación y recursos del Consejo de Seguridad Nuclear dedicados a las actividades de inspección de instalaciones nucleares y radiactivas.
- Informe sobre la situación y las previsiones de transportes de material radiactivo para usos médicos e industriales por el territorio nacional, que incluye los principales incidentes ocurridos durante los años 2001 y 2002.
- Informe sobre las actuaciones que se están llevando a cabo en relación con la regulación de la exposición a la radiación natural.
- Informe sobre la actualización del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, de acuerdo con la experiencia de la puesta en ejecución de la revisión de dicho reglamento en 1999.

- Informe sobre estrategia de investigación y desarrollo del Consejo de Seguridad Nuclear.

- Informe en el que el Consejo de Seguridad Nuclear responde sobre la "agilización de las gestiones administrativas que le permiten ejercer de forma más eficiente las funciones que su trabajo requiere".

- Informe sobre el análisis comparativo y evaluación de los sucesos notificables y paradas no programadas en las centrales nucleares españolas durante los años 2000, 2001 y primer semestre de 2002.

- Informe sobre las actividades de seguimiento del Plan de Gestión de vida útil de las centrales y evaluación del mismo, así como sobre los criterios y estado de los estudios que se están realizando sobre la extensión de la vida útil de las centrales nucleares.

- Informe sobre las normas y criterios con los que se conceden exenciones a las centrales nucleares en el cumplimiento de sus especificaciones técnicas de funcionamiento.

- Informe sobre las medidas que se han tomado con ocasión de los sucesos que tuvieron lugar en la central nuclear de José Cabrera el pasado día 25 de abril de 2002.

- Informe sobre los sucesos ocurridos en la central nuclear de José Cabrera relativos al bajo caudal de aspersión de la cúpula de contención, al bajo caudal de las unidades de refrigeración del recinto de contención y a la temperatura en el sumidero final del calor.

- Informe y evaluación sobre los incidentes ocurridos durante las operaciones de recarga de la central nuclear de Cofrentes en marzo de 2002.

- Informe sobre las medidas que, como consecuencia de los atentados terroristas del 11 de septiembre de 2001, se han tomado en cuanto a la seguridad física de las instalaciones nucleares y grado de implantación de las mismas.

- Informe sobre la implantación de los servicios de protección radiológica en los hospitales del país, incluyendo la red sanitaria pública, privada y las actuaciones y previsiones de extensión de estos servicios a otros campos (universidades, centros de investigación, grandes instalaciones industriales).

- Informe sobre los resultados de la aplicación de la Instrucción Complementaria sobre gestión de residuos de muy baja actividad.

- Informe sobre el estado de desarrollo de los programas de actuación en instalaciones radiactivas y sobre la resolución de los expedientes sancionadores.

- Informe sobre la aplicación y resultados de nuevos procedimientos de control de la radiactividad ambiental.

- Informe sobre las orientaciones estratégicas del Plan de investigación del Consejo de Seguridad Nuclear y sus previsiones financieras.

- Informe sobre los cambios que se están produciendo en las explotaciones de las centrales nucleares, especialmente en lo que se refiere a la gestión de recursos humanos, en el que se especifican las actuaciones del Consejo de Seguridad Nuclear para evitar una disminución de la seguridad de las centrales nucleares.

- Informe sobre los resultados de los programas de revisión de las bases de diseño y actualización de los estudios de seguridad, realizados en las centrales nucleares españolas.

- Informe sobre las actuaciones llevadas a cabo por el Consejo de Seguridad Nuclear destinadas a potenciar las actividades de información y comunicación a los ciudadanos en relación con la seguridad de las instalaciones nucleares.

Se remitieron al Congreso de los Diputados los siguientes informes, solicitados mediante resoluciones de 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 del 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 los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental de los años 1999, 2000 y 2001.

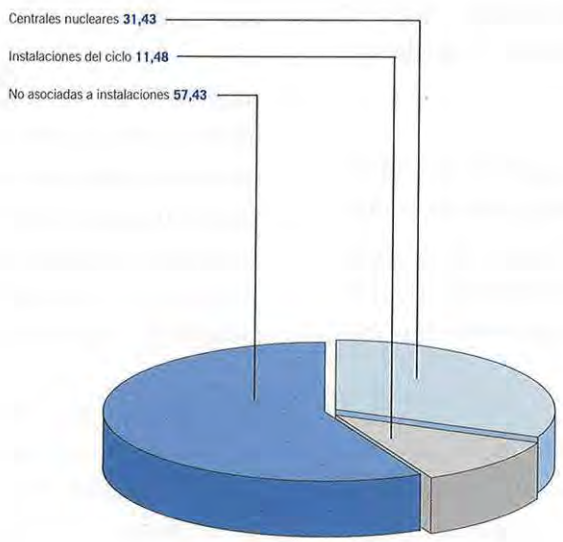
Además se remitieron, con carácter bimestral, los listados de informes más representativos emitidos por el CSN, y otros informes específicos que se consideraron de interés para el Parlamento.

En definitiva, fueron 39 los informes enviados por el CSN, para dar contestación a las resoluciones aprobadas por la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados.

10.1.2.4. Preguntas parlamentarias

Igualmente se elaboraron los informes técnicos correspondientes a las propuestas de respuesta a las preguntas parlamentarias escritas, realizadas al Gobierno por los distintos grupos parlamentarios desde ambas Cámaras. En la figura 10.1 se recogen en % 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 gestión de residuos radiactivos, desmantelamiento, aplicación del protocolo de control de materiales metálicos, radiactividad natural, y el proyecto ITER de I+D. El número de solicitudes de preguntas escritas

Figura 10.1. Solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno



realizadas al Gobierno fueron 35, que corresponden a un número de informes mucho mayor debido a que en muchos casos, cada una de estas solicitudes engloban dos, tres o más preguntas.

De manera desglosada las preguntas relativas a centrales nucleares que suponen el 31,43% del total se recogen en la figura 10.2.

En cuanto a las preguntas genéricas no asociadas a instalaciones que suponen el 57,43% del total se pueden desglosar según figura 10.3.

Las cantidades reflejadas en las figuras anteriores indican que los temas relativos a centrales nucleares en cuanto a preguntas parlamentarias escritas, han descendido desde el 60,1% en el año 2001 al 31,43% en el año 2002. Además, en este año no ha habido ninguna pregunta parlamentaria escrita relativa a instalaciones radiactivas, luego en este caso ha pasado del 10,5% al 0%. Por su parte, las instalaciones del ciclo de combustible nuclear han pasado del 4,9% en el año 2001 al 11,48% en 2002. Y se ha producido un fuerte incremento en las preguntas relativas a temas no asociados a instalaciones, pasando del 24,5% al 57,43%. Estas cifras se pueden interpretar como el equilibrio que ha introducido en el sistema el elevado número de informes de respuesta a las resoluciones aprobadas por la Comisión de Economía y Hacienda que se han remitido a las Cámaras. Siendo la mayor parte de ellas relativas a instalaciones nucleares, hecho que podría justificar el descenso del tanto por ciento de las preguntas relativas a instalaciones nucleares. Por su parte, el número de respuestas relativas a resoluciones relacionadas con las instalaciones radiactivas y a protección radiológica en general, anulan las preguntas escritas relativas a estos temas. Ambos factores, unidos, pueden contribuir decisivamente al crecimiento de las proporciones relativas a preguntas asociadas a instalaciones del ciclo y a las no asociadas a instalaciones.

A continuación se detalla, por temas, según el interés:

- Centrales nucleares

  Relativo a las centrales nucleares, el interés demostrado por congresistas y senadores se centró en: inspecciones, incidentes y propuestas de

Figura 10.2. Preguntas parlamentarias sobre las centrales nucleares (31,43%)

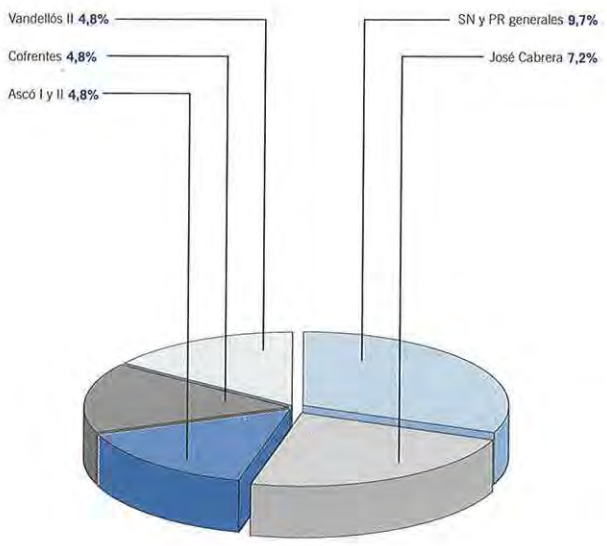
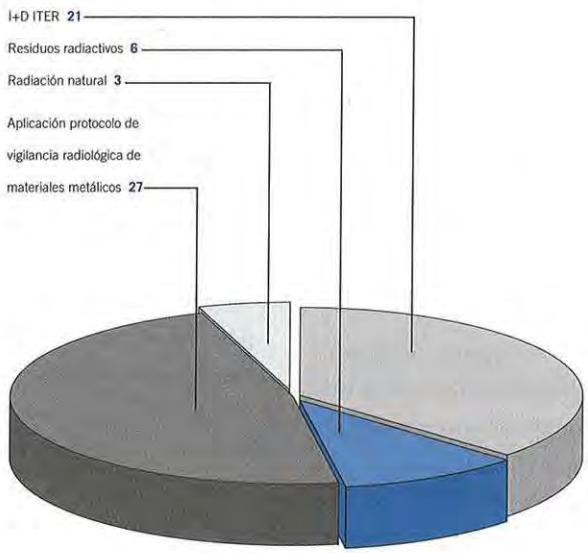


Figura 10.3. Preguntas genéricas no asociadas a instalaciones (57,43%)



sanción, programa de garantía de calidad, factores organizativos, recursos humanos, seguridad física, autorizaciones de incremento de potencia, etc.

- Instalaciones del ciclo

  Los temas más importantes relativos a este tipo de instalaciones que han sido objeto de preguntas parlamentarias son: funcionamiento y emisiones de efluentes radiactivos.

- Residuos radiactivos y desmantelamiento

  La gestión del combustible gastado y la situación de la central nuclear Vandellós I.

- I+D

  Relativas al desarrollo del proyecto ITER.

- Protocolo de vigilancia radiológica de materiales metálicos.

  Relativas a la aplicación del Protocolo.

10.1.3. Relaciones con la Administración Central

Un gran número de las 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.

Dentro de los informes solicitados por el Ministerio de Economía al CSN durante el año 2001 cabe destacar los siguientes:

- Informe sobre los expedientes administrativos iniciados contra centrales nucleares entre los años 1997-2001, ambos inclusive. Resultado de dichos expedientes. Sanciones impuestas. Fecha

de pago de dichas sanciones. Listado de sanciones recurridas judicialmente y resultado de los recursos.

- Informe técnico sobre las medidas de protección radiológica a adoptar contra el radón en viviendas.

- Informes sobre distintos aspectos de la aplicación de Protocolo de vigilancia de materiales metálicos.

- Informe sobre la tasa de radiación existente actualmente en la zona de Palomares.

- Información relativa al ejercicio de protección física de la central nuclear de Trillo.

El día 19 de enero de 2002, se llevó a cabo la reunión de coordinación del Ministerio de Economía con los responsables de las comunidades autónomas que tienen transferidas competencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, y a la que asiste el CSN. Los principales temas tratados en la misma fueron: aplicación del *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* (Artículo - 2 - Ambito Estatal de Autorizaciones, Artículo -74- Régimen competencial en autorización única, Informes sobre autorizaciones de residuos a Enresa, reclasificación de instalaciones radiactivas), Instrucciones de expedientes sancionadores a instalaciones radiactivas por las comunidades autónomas (CC AA), Control del *Reglamento de Euratom 1493/93 sobre traslado de fuentes radiactivas entre Estados Miembros y homogeneización de datos*.

En febrero de 2002, tuvo lugar una reunión en el Ministerio de Economía para presentar el protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos a las asociaciones de empresas que trabajan con metales distintos del acero (cobre, plomo y aluminio). A esta reunión asistieron representantes de: los Ministerios de Economía y Fomento, Consejo de Seguridad Nuclear, Enresa, Unión de Empresas Siderúrgicas, Federación Española de Recuperación, Unión Nacional de Industrias del Cobre, del Plomo, Asociación Española de Refinadores de Aluminio, Asociación de Empresas que gestionan vertederos y el Sindicato Comisiones Obreras.

La Comisión Técnica de Seguimiento del Protocolo sobre vigilancia radiológica de los materiales metálicos, se ha reunido durante el año 2002 en una ocasión, a la misma asistieron representantes de: el Ministerio de Economía, el Ministerio de Fomento, el Consejo de Seguridad Nuclear, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa), Unión de Empresas Siderúrgicas (UNESID), Federación Española de Recuperación (FER), los sindicatos Comisiones Obreras y la Unión General de Trabajadores y la Unión Nacional de Industrias del Cobre.

Por su parte, el grupo técnico del protocolo de la vigilancia radiológica de los materiales radiactivos se reunió el día 8 de noviembre de 2002.

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 (DGPC).

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 mayo de 2002.

Dentro del alcance de este Convenio, en el año 2001 se ha continuado con las líneas de trabajo relativas a los planes provinciales de emergencia en colaboración con DGPC, las unidades provinciales de Protección Civil y el CSN, con la participación de los jefes de los grupos radiológicos. Así mismo, dentro de este marco, se han tratado como temas específicos: la revisión del Plaben y la elaboración de la Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante riesgos radiológicos.

Así mismo, dentro del convenio y durante el año 2002, se ha mantenido la colaboración en la utilización conjunta de los datos de la red de alerta a la radiactividad (RAR) de la Dirección General de Protección Civil, correspondiendo al CSN las actuaciones relacionadas con el análisis de datos proporcionados por las estaciones de la red.

Por otro lado, cabe destacar la planificación conjunta del simulacro general del plan de emergencia nuclear de Guadalajara (Pengua), que se celebró el pasado día 3 de diciembre y que tuvo alcance completo, esta planificación exigió una amplia dedicación por parte del CSN y del grupo radiológico, destacando en la preparación general del simulacro, la colaboración con los subdelegados del Gobierno y la DGPC.

Por otra parte, y también de manera coordinada con la Dirección General de Protección Civil, se continuaron desarrollando durante el año 2002 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 y 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 dirigidas a municipios del entorno de varias centrales nucleares.

Por otro lado 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 Deportes. En el apartado correspondiente a estos ministerios se describen las actividades realizadas.

En febrero de 2002, se establecieron las bases para el desarrollo de un convenio entre el CSN y la Dirección General de la Guardia Civil relativo a la formación de personal de la Guardia Civil sobre actuación en caso de emergencia radiológica y apoyo al traslado de técnicos del CSN en el mismo caso.

Los días 22 y 23 de octubre se celebraron en el Ministerio del Interior las "Jornadas sobre la Seguridad Física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares", organizadas por la Secretaría de Estado de Seguridad, el Consejo de Seguridad Nuclear y la Asociación Española de la Industria Eléctrica, habiéndose establecido un grupo de coordinación integrado por representantes de estas instituciones para desarrollar las conclusiones alcanzadas durante el transcurso de las mismas. Previamente a la realización de estas jornadas se había establecido un grupo de trabajo entre la Secretaría de Estado de Seguridad y el CSN.

Por último, dentro de este apartado se puede destacar que se han mantenido dos reuniones de trabajo con los delegados y subdelegados del Gobierno de las provincias con centrales nucleares, los pasados días 24 de mayo y 26 de noviembre de 2002. El objetivo de las mismas fue el intercambio de información relativa a las actuaciones en caso de emergencia nuclear o radiactiva.

10.1.3.3. Ministerio de Educación, Cultura y Deporte

El CSN tiene firmado un convenio de colaboración con el Ministerio de Educación y Cultura desde el 15 de julio de 1998, que se ha prorrogado en el año 2002 y que cuenta entre sus objetivos:

La sensibilización e información dirigidas al alumnado, objetivo que se cubre a través del Centro de Información del CSN que recibe diariamente, durante todo el curso escolar, la visita de dos centros de enseñanza.

- La elaboración de material didáctico.
- La formación del profesorado.
- El seguimiento de este convenio se realiza a través de una Comisión Mixta formada por representantes de ambas instituciones.

Durante el año 2002, se llevó a cabo un análisis del contenido del mismo con el objetivo de dotarle de un mayor interés para ambas instituciones. Como consecuencia del mismo se ha procedido a la actualización del Convenio establecido, que será aplicable en el año 2003. Dentro de las actividades correspondientes a los objetivos de dicho convenio que se desarrollaran en dicho año, se ha preparado un curso para formación del profesorado para dar cumplimiento al Acuerdo del Consejo de Ministros sobre información a la población sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica, antes citado.

Así mismo, en la línea de iniciar colaboraciones con este Ministerio, se solicitó a la Secretaría General del mismo, su valoración sobre la posible introducción en los programas escolares de los aspectos que se recogen en el anexo I de dicho Acuerdo.

10.1.3.4. Ministerio de Sanidad y Consumo

En el año 2002 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. En ella, participan representantes del Ministerio de Sanidad y Consumo, del Insalud, del Instituto de Salud Carlos III, del CSN y de las comunidades autónomas con competencias transferidas en el área de salud. Las reuniones de esta ponencia tienen como objetivo la homologación de criterios y prácticas en la protección radiológica en el ámbito del Estado. Durante el año 2002 se celebró el día 3 de octubre una reunión monográfica para la presentación del Sistema de Información sobre Protección Radiológica en Exposiciones Médicas (SIPREM).

Así mismo, se iniciaron contactos con la Dirección General de salud pública del Ministerio, con el objetivo de colaborar en aquellos aspectos que el Acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, antes citado, involucra a las autoridades sanitarias nacionales y autonómicas y al CSN en materia de información a la población. En este sentido se han iniciado dos líneas de actuación, una relativa a la coordinación con el Ministerio y con las comunidades autónomas y otra de información a los representantes de las mismas a través de la ponencia sobre protección radiológica.

10.1.3.5. Ministerio de Defensa

Durante el año 2002, el CSN mantuvo su colaboración con el Ministerio de Defensa en lo relativo al desarrollo de los planes de emergencia nuclear de los puertos autorizados por el Gobierno para la visita de buques de propulsión nuclear, a través de la participación en un grupo de trabajo, formado por representantes de dicho Ministerio (DIGENPOL y la Armada), la Dirección General de Protección Civil, y DISSC de Presidencia de Gobierno.

10.1.3.6. Presidencia de Gobierno, Gabinete de Crisis

El CSN mantiene contacto constante con el Gabinete de Crisis de Presidencia de Gobierno al que notifica todos los sucesos de relevancia y las notas de prensa que este Organismo emite.

10.1.3.7. Ministerio de Fomento

Durante el año 2002 el CSN participó en varias reuniones de las diferentes subcomisiones de la

Comisión para la coordinación del transporte de mercancías peligrosas (terrestre, marítima y aérea). Se destaca, asimismo, la colaboración en la elaboración de los cuestionarios para los exámenes para optar a consejero de seguridad en el transporte de mercancías peligrosas en el área de la materia radiactiva.

Por otra parte continuó la colaboración con la Dirección General de la Marina Mercante en el control de entradas o tránsitos de material radiactivo en los puertos.

El CSN renovó el convenio de colaboración con el Centro de Estudios de Experimentación (CEDEX) de este Ministerio, para la vigilancia de los niveles de actividad en aguas continentales y costeras.

Dentro de las actividades desarrolladas de manera conjunta con este Ministerio cabe destacar las realizadas por un grupo de trabajo formado por técnicos del CSN y de la Dirección general de arquitectura, vivienda y urbanismo, sobre la normativa aplicable al radón en viviendas. En concreto, referidos al desarrollo de códigos técnicos de edificación que tengan en cuenta esta circunstancia. Este trabajo se encuadra en el marco de las actividades que el CSN está llevando a cabo en relación con el desarrollo del Título VII del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

10.1.3.8. Otros departamentos ministeriales

El CSN remitió la información requerida por el Ministerio de Medio Ambiente relativa a la caracterización radiológica del Instituto Nacional de Meteorología y al estudio epidemiológico del personal del mismo Instituto.

Así mismo el CSN remitió la información solicitada desde el Ministerio de Trabajo y Asuntos Sociales sobre la clasificación radiológica de la zona circundante a los edificios 53, 13 y 55 del Ciemat.

10.1.4. Relaciones con las Administraciones Autonómicas

10.1.4.1. Comunidades Autónomas: relaciones generales

El CSN mantiene relaciones institucionales con la Administración Autonómica, principalmente en el área de industria y energía y en el año 2002 inició nuevas relaciones institucionales con las áreas de sanidad y educación.

Las comunidades autónomas de Asturias, Baleares, Canarias, Cantabria, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Melilla, Murcia, Valencia, País Vasco, Castilla y León y La Rioja, tienen 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, según la Ley de Creación del CSN éste debe emitir en relación con las instalaciones radiactivas, tienen como destinatarios a la Administración Autonómica, que es la que dicta las correspondientes autorizaciones. Lo mismo cabe decir de las propuestas de sanción a estas instalaciones por incumplimiento de la legislación aplicable; en estos casos el CSN emite la propuesta de sanción y es la Administración Autonómica la que instruye 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. A continuación se detallan los informes remitidos a las mismas:

- Información remitida a la Junta de Andalucía sobre la realización de estudios epidemiológicos.
- Información remitida a la Junta de Andalucía relativa al suceso ocurrido en la acería de Alcalá de Guadaira en diciembre de 2001.

- Informaciones remitidas a la Junta de Extremadura acerca de la sanción impuesta a la central nuclear de Almaraz en relación con el sumidero final de calor

- Información remitida al Grupo Juntero Popular de las Juntas Generales de Alava sobre disparos del reactor de la central nuclear de Santa María de Garoña.

- Información remitida a la Junta de Castilla y León sobre la normativa aplicable a los análisis de sangre y orina en relación con el estudio de posibles contaminaciones radiactivas.

El CSN, en función de sus competencias en relación con la aplicación del Título VII del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, sobre la radiación natural, ha establecido contactos con todas las comunidades autónomas y ciudades autonómicas, así como ya se ha comentado con los Ministerios de Economía, Fomento y Sanidad, en una reunión celebrada el pasado día 25 de abril, con el objetivo de dar a conocer a los distintos organismos con competencias en la aplicación de dicho Título, las actividades del CSN y los programas de trabajo existentes.

10.1.4.2. Comunidades Autónomas: encomienda de funciones

El CSN tiene la facultad, reconocida en su Ley de creación, de encomendar a las comunidades autónomas, el ejercicio de las funciones que le están atribuidas.

La encomienda de funciones está definida legalmente como la relación entre el CSN y las comunidades autónomas en virtud de la cual el CSN encarga la realización de actividades de carácter material, técnico o de servicio propias de las competencias del mismo.

Los acuerdos de encomienda suponen un sistema de colaboración 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. 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, un servicio más eficaz y eficiente.

Actualmente el CSN tiene firmados siete acuerdos de encomienda, de los cuales los firmados con la Generalitat de Catalunya, Generalitat Valenciana, Comunidad Autónoma de las Islas Baleares, Comunidad Foral de Navarra, País Vasco y Xunta de Galicia, se encuentran operativos, mientras que en el caso del establecido con la Comunidad Autónoma de Canarias no ha llegado a firmarse el acta de entrada en vigor.

Las actividades susceptibles de ser encomendadas a las comunidades autónomas son las siguientes:

- Evaluación técnica para el licenciamiento y control de instalaciones radiactivas.

- Inspección de instalaciones radiactivas y transporte de material radiactivo.

- Vigilancia radiológica ambiental.

- Formación y licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.

La Comunidad Autónoma del País Vasco, desde abril de 2002, ha incrementado las funciones encomendadas que ya venía realizando con las funciones relativas a la evaluación técnica para el licenciamiento y control de instalaciones radiactivas.

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 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 ambiental de las citadas comunidades, lo que permite al CSN sumar a la red de vigilancia radiológica ambiental propia las redes establecidas en estas comunidades.

En el año 2002, en desarrollo de los criterios aprobados, se celebraron las reuniones de Comisión Mixta de Seguimiento de los Acuerdos de Encomienda firmados con las Comunidades de Autónomas del País Vasco, Cataluña, Valencia, Navarra y Galicia.

En estas reuniones se hizo una revisión del grado de cumplimiento de las actividades encomendadas por el CSN a las comunidades y una planificación de las actividades para el año siguiente. En todos los casos se constató el alto grado de ejecución de las actividades y la buena marcha general de la encomienda de funciones.

Así mismo, dentro de este ámbito, se ha celebrado 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.

Durante el año 2002 se ha dotado a todas las comunidades autónomas con Acuerdo de Encomiendas de funciones de los medios materiales para acceder a los sistemas informáticos del CSN: página web interna y bases de datos de instalaciones radiactivas.

Con el objetivo de impulsar nuevos acuerdos de encomienda de funciones, el CSN se ha dirigido a todas las comunidades autónomas sin este tipo de acuerdos, recordando el interés de los mismos para la instituciones y la sociedad. Como consecuencia, se han mantenido reuniones informativas con la Comunidad Autónoma del Principado de Asturias y con la Junta de Andalucía, que han mostrado su interés en materia de los mencionados acuerdos.

Por último, se inició una revisión, para proceder a su actualización, de los criterios generales para establecer Acuerdos de Encomiendas vigente desde febrero de 1998.

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 afectados por centrales nucleares (AMAC) constituyen también un grupo con el que se mantienen relaciones institucionales. Se les remite las publicaciones periódicas del CSN y aquella documentación e información de su interés.

La junta directiva de AMAC visitó en cuatro ocasiones el CSN durante el año 2002. Las visitas incluyeron reuniones de trabajo con la presidenta del CSN, en las que se trataron las inquietudes generales de AMAC, entre los que se encuentran: la transparencia en la política informativa y la participación de los municipios en la toma de decisiones; los planes de emergencia exteriores de las centrales nucleares, la gestión de residuos radiac-

tivos en España, y los procesos de autorización de las prórrogas de los permisos de Explotación.

El 10 de octubre, el CSN participó en la Jornada sobre "Transparencia, información y participación en materia nuclear en España", organizada por AMAC, así como en la mesa sobre "La transparencia, información y participación en el sector nuclear". Así mismo, en relación con esta jornada el Consejo participó en su financiación a través de la concesión de una subvención. Por último, el CSN inició, durante este año, una línea de colaboración con esta asociación a través de posibles convenios.

En cuanto a las solicitudes de información que los ayuntamientos plantean, cabe destacar la realizada por el Ayuntamiento de Flix (Tarragona) sobre los niveles de concentración de actividad de tritio en el río Ebro, que fue respondida con el correspondiente informe del CSN.

10.1.6. Relaciones con otros Organismos Institucionales

Durante el año 2002 el CSN remitió la información solicitada por el Defensor del Pueblo relativa a la central nuclear José Cabrera, a la situación radiológica de la zona de Palomares y a una instalación de radiodiagnóstico situada en la Comunidad Autónoma de Castilla y León.

10.1.7. Relaciones con Empresas y Organismos del Sector

El CSN mantiene igualmente relaciones institucionales con entidades públicas y privadas relacionadas con su ámbito de competencia.

Con Unesa (Asociación Española de la Industria Eléctrica), Empresa Nacional de Uranio, S.A. (Enusa) y Empresa Nacional de Residuos, S.A. (Enresa), el CSN tiene firmados convenios de colaboración cuyos trabajos se planifican y evalúan anualmente por sus respectivos comités de enlace. Durante el año 2002 se han celebrado numerosas reuniones de dichos comités de enlace.

10.1.8. Relaciones con Universidades

Se han firmado convenios de colaboración con la Cátedra Unesco de la Universidad Politécnica de Madrid, con la Universidad Politécnica de Cataluña y con la Fundación General Universidad Complutense de Madrid.

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 todos aquellos temas que solicitan. Durante el año 2002 se remitieron comunicaciones e informes a las siguientes organizaciones:

- Organizaciones no gubernamentales de ámbito medioambiental: Ecologistas en Acción, Greenpeace y Asociación Ecologista Cóndor.

- Comités de Empresa:

  – Coordinadora estatal de comités de empresa de centrales nucleares. El día 19 de febrero de 2002, se mantuvo una reunión entre los representantes de la Coordinadora y del CSN, los principales temas tratados fueron: el volumen de distribución de las plantillas requeridas para los distintos puestos de trabajo, la formación y la cualificación, especialmente en referencia al personal de contrata, la lucha y protección contra incendios en el retén y el

exceso de trabajos simultáneos, por reducción de tiempo de parada de recarga y mantenimiento.

– Remisión de información a la sección sindical CGT del Ciemat en relación con la aplicación del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes y al Manual de protección radiológica* de dicha Institución.

– Comité de Empresa del Ciemat, con el que se mantuvo una reunión donde los miembros del mismo comunicaron a los representantes del CSN sus inquietudes relativas al Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC).

– Se remitió la información solicitada por el comité de empresa de la central nuclear de Cofrentes.

• Asociaciones Profesionales

– El CSN se relaciona con las asociaciones profesionales del sector nuclear y protección radiológica, tales como: la Sociedad Española de Protección Radiológica, Sociedad Nuclear Española y el Foro de la Industria Nuclear.

– El CSN firmó un Convenio Marco con la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica para información y formación en materia de protección radiológica en el medio sanitario.

– Ambas sociedades tienen un carácter científico y su objetivo es agrupar a todos los profesionales españoles en sus respectivas materias de interés, cuentan con un número significativo de asociados cuya actividad profesional se desarrolla con implicación en los temas de protección radiológica asociados al diseño, licenciamiento, construcción y funcionamiento de las instalaciones radiactivas presentes en el medio hospitalario.

– Así mismo, el CSN firmó un Convenio Marco de colaboración con la Asociación Española de Radioterapia Oncológica, con el objetivo de informar a la población del uso de las radiaciones ionizantes en este campo y para fomentar la formación en materia de protección radiológica del personal sanitario que desarrolla sus actividades en este campo.

El CSN remitió la información solicitada por distintos colectivos de trabajadores sanitarios de Extremadura y Salamanca.

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 fue publicada en el BOE núm. 68 del 20 de marzo de 2001. El presupuesto para el capítulo de subvenciones durante el año 2002 fue de 165.775 €, desglosado de la siguiente manera:

- 35.650 €: Capítulo 410: organismos autónomos.
- 67.040 €: Capítulo 448: universidades.
- 63.085 €: Capítulo 481: familias e instituciones sin ánimo de lucro.

Con cargo a este presupuesto se han concedido las siguientes trece subvenciones, por un total de 114.775 €, lo que supone un 69,23% del total concedido para este año. Si se hubieran pagado con cargo al mismo, otras tres subvenciones más que se

encontraban en trámite a final de año y cuyo importe asciende a 27.420 €, el porcentaje del total gastado sería del 85,77%.

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:

- Ciemat. Formación del técnico experto en protección radiológica.
- Consejo Superior de Investigaciones Científicas. Radioisótopos vitales: La Física Atómica y sus aplicaciones a la Biología y a la Terapia Clínica.
- Universidad de Extremadura. Elaboración de procedimientos normalizados.
- Universidad de Extremadura. Seminario sobre centrales nucleares.
- Universidad de Barcelona. Radiactividad ambiental.
- Universidad de Valencia. Elaboración de normas sobre equipos de radiactividad.
- Universidad del País Vasco. Desarrollo de Procedimientos de muestreo en matrices.
- Universidad de Málaga. Actividad mínima detectable en medidas de vigilancia.
- Colegio de Físicos. VI Congreso Nacional de Medio Ambiente.
- Club Español de la Energía. La cobertura energética europea.
- Sociedad Nuclear Española. Publicación de un CD-ROM.
- Sociedad Española de Física Médica. Publicación de la Revista de Física Médica.
- Sociedad Española de Protección Radiológica. Diferentes actividades.

Por último, dentro de las actividades realizadas dentro de este apartado se elaboran unas nuevas bases reguladoras para la concesión de subvenciones o ayudas en materias relacionadas con la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica, por Resolución de 19 de diciembre de 2002. (BOE nº 9 de 10 de enero de 2003).

10.2. Relaciones internacionales

10.2.1. Aspectos generales

Las relaciones internacionales del CSN se desarrollan, fundamentalmente, en los planos bilateral y multilateral, habiendo adquirido una especial entidad durante el año 2002 las actividades desarrolladas por el CSN durante la Presidencia de España de la UE, en el seno de la Unión Europea (UE) y las actividades desarrolladas en la Convención de Seguridad Nuclear, en el seno del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA).

Además, el Consejo de Seguridad Nuclear ha tenido una participación muy activa en las asociaciones de reguladores como la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), el Foro de Reguladores Iberoamericanos o la International Nuclear Regulators Association (INRA).

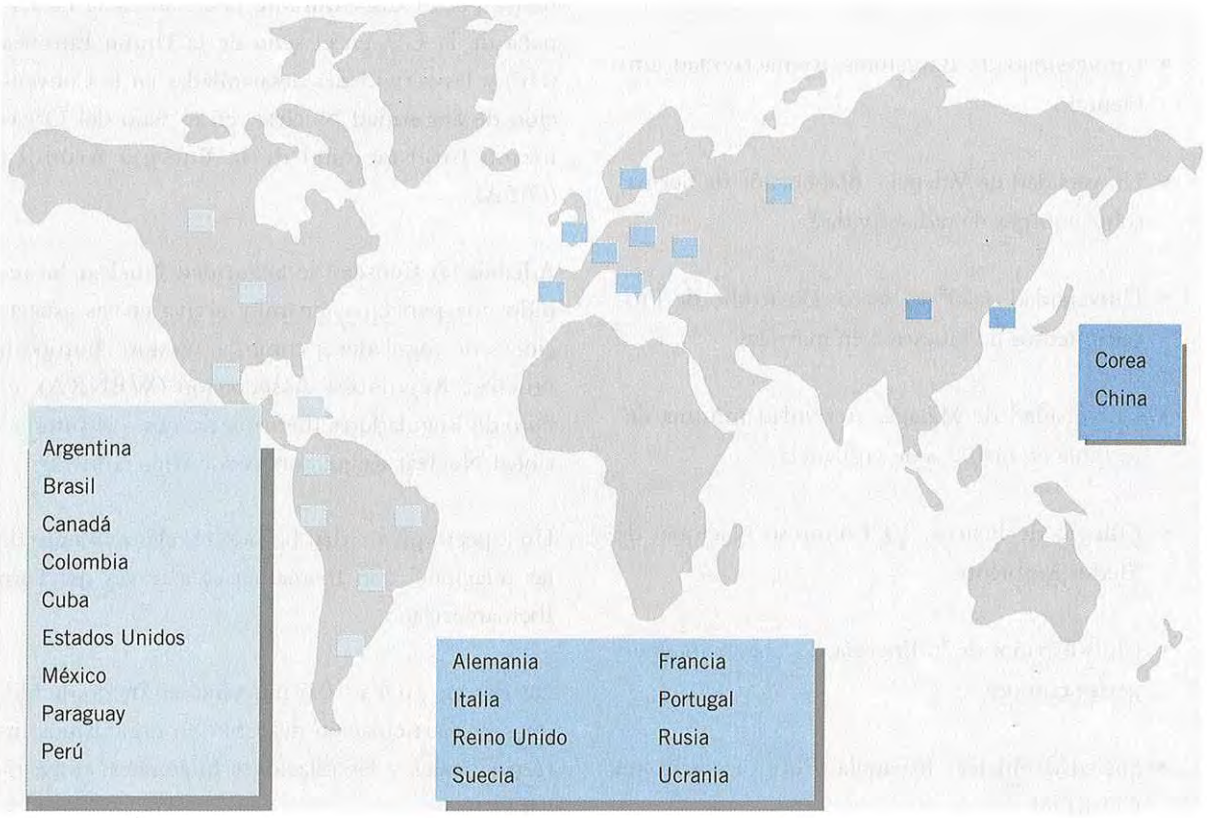
Un aspecto primordial ha sido el relanzamiento de las relaciones con Iberoamérica a través del Foro Iberoamericano

Las figuras 10.4 y 10.5 muestran en modo de bloques, la participación del CSN en organismos internacionales y las relaciones bilaterales, respectivamente.

Figura 10.4. Participación del CSN en Organismos Internacionales



Figura 10.5. Mapa de convenios bilaterales



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 2002 ha sido la optimización de 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 cualificación 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:

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 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.

Hay que señalar las tareas desarrolladas en la presidencia del grupo de trabajo de expertos en seguridad nuclear para la ampliación de la UE

Working Party of Nuclear Safety (WPNS), que dio como resultado un documento consensuado unánimemente por todos los Estados Miembros de la UE sobre la evaluación de la seguridad nuclear de los países candidatos.

Otras actividades fueron los trabajos de apoyo: a las propuestas de directivas de la UE sobre armonización de criterios en seguridad nuclear y en residuos de la UE del Grupo de Cuestiones Atómicas (AQG); a la presidencia del grupo número seis de la Convención de Seguridad Nuclear del OIEA, que examinó a países como Alemania, China, Canadá, Italia, Bielorrusia, Hungría, Noruega y Chile; y, finalmente, a la participación de España en la propia Convención de Seguridad Nuclear, donde aportó un papel ejemplar al adquirir voluntariamente una serie de compromisos de mejora.

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 sobre Seguridad Nuclear

La Convención sobre Seguridad Nuclear entró en vigor el 24 de octubre de 1996. España es parte de dicha convención junto con otros 51 países y Euratom. Se celebraron dos reuniones en Viena en los meses de abril de 1999 y de 2002, respectivamente. El CSN representó a España en dicha convención, tanto en lo que se refiere a la elaboración del 2º Informe Nacional, como en la participación en las reuniones de las partes.

España que pertenece al Grupo 2, junto con Francia, México, Bulgaria, Armenia, República de Moldavia, Turquía, Letonia y Euratom.

En las reuniones de examen todos los países que son parte de la convención realizaron una revisión de los informes nacionales requeridos por el artículo 5. España presentó el segundo informe nacional y asistió a todas las reuniones de preparación de la convención.

En febrero de 2002, se procedió a elaborar y enviar las preguntas y comentarios a otros informes nacionales de otros países, así como responder a las preguntas y comentarios de otros países participantes de la convención. El 17 de abril de

2002 tanto el informe de España como las respuestas a las preguntas recibidas, fueron sometidos al proceso de revisión previsto en la convención.

España revisó los informes nacionales de Armenia, Bulgaria, Letonia, Francia, Moldavia, México, Turquía y el informe de Euratom. También por interés particular, dado que nuestras centrales nucleares son en su mayoría de diseño norteamericano y alemán, decidió revisar los informes nacionales de los Estados Unidos y de Alemania. A todos los cuales realizó preguntas escritas y orales. La delegación del CSN estuvo encabezada por su vicepresidente Excmo. Sr. D. José Angel Azuara. La delegación española *motu proprio* adquirió los siguientes compromisos:

- Mayor desarrollo del marco regulador (extensión de vida, regulación informada por el riesgo y gestión de residuos).
- Mejora de la eficiencia del proceso regulador (proceso de análisis, relación con el titular basada en la confianza y redefinición del marco sancionador).
- Reducción de costes ligados a la desregulación (desarrollo de programas de mejora de la seguridad de centrales nucleares, control de recursos humanos y económicos, análisis de los aspectos organizacionales y mantenimiento de las tendencias procedentes de la aplicación del criterio Alara).
- Mejora de los sistemas de control y supervisión (evolución hacia un sistema de gestión basado en el comportamiento e informado por el riesgo).
- Mejora del alcance de las revisiones periódicas de seguridad (revisión de las lecciones aprendidas y modificación del alcance para considerar extensión de vida).
- Realización de análisis independientes (Operational Safety Review Team (OSART) del OIEA, Peer Reviews de World Associations of Nuclear Operators (WANO) e International Regulatory Review Team (IRRT) del OIEA).
- Mejora del sistema de información al público.
- Revisión del Plan de Orientación Estratégica (normativa básica de simulacros de emergencia y actualización de criterios radiológicos según normativa europea).
- Papel de la I+D (mantenimiento y mejora de las capacidades esenciales del CSN, titulares y centros de investigación y cooperación con los titulares en I+D).

El tercer informe nacional deberá realizarse antes del 8 de septiembre de 2004 y la tercera reunión de examen tendrá lugar el 11 de abril de 2005.

También en esta Convención de Seguridad Nuclear 2002, el grupo de examen número seis estuvo presidido por un técnico del CSN, quien con la colaboración de un coordinador alemán y un relator esloveno examinó a los siguientes países: Alemania, China, Canadá, Italia, Bielorrusia, Hungría, Noruega y Chile, elaborando las recomendaciones que fueron discutidas tanto a nivel individual como en las sesiones plenarias.

10.2.2.2. 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 26 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 Mineco. La primera reunión de examen se celebrará en Viena a partir del 3 de noviembre de 2003.

10.2.2.3. 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 Decreto158/95: 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. La nueva 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 convención revisada 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.

10.2.2.4. 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 (1993, 1999, 2002) en el que se requiere el envío de datos anualmente, sobre los vertidos de las instalaciones nucleares, los cuales el CSN elabora y remite al Ministerio de Medio Ambiente (MMA), desde 1990.

El CSN asiste regularmente a las reuniones anuales del RSC y a las periódicas ministeriales y de los representantes oficiales cuando lo solicita el MMA.

10.2.2.5. 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 interna 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, promociona las decisiones basadas en riesgos y contempla la influencia de factores externos. Así mismo, promueve mejoras de la seguridad nuclear en instalaciones del ciclo y en la implantación de indicadores de eficacia de la seguridad. En 2002 se acometió también de forma significativa la seguridad sobre el control de fuentes huérfanas.

Aparte de la contribución obligatoria del Estado Español que se corresponde con el 2,48% del total del presupuesto del OIEA, durante el año 2002 el CSN contribuyó con aproximadamente 0,25 millones de dólares al Fondo de Cooperación Técnica, envió 73 técnicos a reuniones técnicas y de asesoramiento de muchas y variadas disciplinas, cursos de capacitación, realizó actividades de seguimiento a la Conferencia Internacional sobre protección radiológica del paciente, celebrada en Málaga. También participó en el programa extrapresupuestario sobre reactores innovadores con otras entidades españolas, contribuyó al programa extrapresupuestario de mejora de la seguridad nuclear de Asia y del Lejano Oriente.

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 sexta sesión de la Conferencia General del OIEA tuvo lugar en Viena, del 16 al 20 de septiembre de 2002, con la participación de delegados de los 133 países miembros. La delegación del CSN estuvo encabezada por su presidenta, Excma. Sra. Dª. María Teresa Estevan Bolea.

Durante dicha reunión, se revisaron las actuaciones del año 2001 y se aprobaron los proyectos de 2002, se decidió reforzar los pilares de trabajo de la Agencia, relativos a: la protección física de las centrales nucleares frente al terrorismo, el control de fuentes huérfanas para evitar los usos ilegales y el sabotaje, la verificación nuclear, la seguridad y la tecnología, fomentar las actividades relacionadas con las ciencias y las aplicaciones nucleares, aumentar la cooperación internacional y técnica del organismo y finalmente, apoyar la instalación en España del Proyecto International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) y valorar muy positivamente la colaboración del OIEA con la Comisión de la UE, en lo referente a la armonización de requisitos de seguridad nuclear que promueve la Comisión de la UE.

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:

- El papel básico que juega la tecnología nuclear en el desarrollo sostenible por su efecto sobre el medioambiente, por lo que se consideró las áreas siguientes: Nuevos desarrollos de reactores avanzados, iniciativas internacionales sobre reactores innovadores, desalinización, fusión nuclear con el proyecto ITER, extensión de licencia a 60 años, alta prioridad a las instalaciones de radioterapia, técnicas de esterilización, agricultura sostenible y seguridad alimentaria, gestión de recursos del agua, aplicaciones industriales, localización de minas, laboratorios y proyectos de investigación enfocados al alargamiento de vida, y desmantelamiento.

- La seguridad nuclear y protección radiológica, en el transporte y en la gestión de residuos, continúa siendo un factor de mejora continua en todo el mundo y de amplia exigencia por parte del público, donde la transparencia juega un papel clave, y destacó las siguientes áreas: Convenciones Internacionales, establecimiento y aplicación de normas globales de seguridad, protección del medioambiente, seguridad en el transporte, preparación y respuesta en emergencias y gestión del conocimiento nuclear.

- La verificación de la no-proliferación nuclear es un elemento imprescindible en la universalización, consolidación y reforzamiento del estatus de no-proliferación nuclear: implantación de acuerdos de salvaguardias y protocolos adicionales, marco de salvaguardias integradas, cumplimiento de las resoluciones de la ONU referentes a Irak, acuerdo de salvaguardias con Corea del Norte y Oriente Medio y esfuerzos en el control de armas nucleares.

- La implantación de un plan de mejora de protección frente al terrorismo nuclear resulta vital y para ello, la cooperación internacional es absolutamente necesaria.

- El programa de cooperación técnica es el mecanismo principal de expansión de la tecnología nuclear para usos pacíficos.

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 al OIEA, aprueba los acuerdos de salvaguardias y la publicación de las normas de seguridad y nombra al director general. Por otra parte, España es miembro elegido hasta septiembre de 2003.

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, protección radiológica, gestión de residuos y transporte de material radiactivo. En normas emprendió en 2002, donde participó el CSN, la idea de 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 CSN participa activamente en los siguientes grupos de trabajo: el Comité de Normas de Segu-

ridad 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).

Como parte de un proceso de actualización, el CSN formó la Comisión de Desarrollo Normativo que tratará de los siguientes temas: residuos, independencia del CSN, elaboración y redacción del anteproyecto de Ley de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, procedimiento sancionador, normativa internacional UE-OIEA-NEA, principios de política reguladora, protección física e instrucciones y guías de seguridad.

Misiones internacionales

En febrero de 2002 la central nuclear Santa Mª de Garoña recibió una misión Operational Safety Review Team (OSART) para evaluar la seguridad y organización de dicha central. Con posterioridad recibió la visita de seguimiento.

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.

El CSN en nombre de España ha colaborado con aportaciones de 60.000$ en los años 2001 y 2002. Así mismo, se presentaron y aprobaron todos los proyectos requeridos para el año 2003, entre los que figura el Workshop que en el primer trimestre de 2003 se celebrará en la central nuclear Vandellós II sobre el tema de ingeniería de sistemas, para 12 operadores de la central nuclear de Qinshan1, en China.

Cursos y becarios

El CSN colabora acogiendo becarios y visitas científicas de otros países. En el año 2002, el CSN acogió a los siguientes becarios: uno de Cuba, dos de México, tres de Brasil, uno de Turquía, y una visita científica de China, que estuvieron trabajando en temas de garantía de calidad y licenciamiento e inspección de centrales nucleares, protección radiológica operacional y control e inspección de instalaciones radiactivas.

Se gestionaron los cursos siguientes: Curso regional sobre organización y personal de las autoridades reguladoras; Curso de entrenamiento en análisis de seguridad de centrales nucleares para asistir a la toma de decisiones; Curso de entrenamiento en metodologías de análisis de seguridad en instalaciones de almacenamiento de residuos en superficie y Curso de entrenamiento en desmantelamiento y clausura de centrales nucleares.

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, proyectos de vanguardia a largo plazo.

10.2.2.6. 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 países de la ex-URSS como Rusia y Ucrania en los temas de criticidad y de garantía de

calidad de instalaciones nucleares y del organismo regulador, respectivamente, mediante los fondos TACIS, coordinados en las reuniones del Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG) para Rusia y Ucrania 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.

Los técnicos del CSN trabajaron activamente en la gestión del próximo VI Programa Marco de Euratom, que cubre el periodo 2002-2006. Entre los retos que afronta este Programa destaca el establecimiento de un espacio europeo de investigación e innovación para lo que se propone una inversión de unos 1.230 millones de euros, destinada a cubrir las áreas temáticas siguientes: de fusión termonuclear, tratamiento y eliminación de residuos, protección radiológica, actividades en tecnología y seguridad nuclear y actividades de los laboratorios pertenecientes a la red Joint Research Centers de la UE.

En el año 2002 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, y más seguros en la explotación. También, el CSN promueve y tratará de participar 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 primer semestre de 2002 en la que España presidió la UE, comenzó y finalizó la elaboración del informe de evaluación de la seguridad nuclear por parte del grupo ad hoc Working Party on Nuclear Safety (WPNS), perteneciente al GCA, el cual fue presidido por un técnico del CSN y contiene muy importantes conclusiones sobre los compromisos de mejora adquiridos, que debían cumplimentar 12 países candidatos a ingresar en la Unión Europea: Bulgaria, República Checa, Hungría, Lituania, Rumanía, Eslovaquia, Eslovenia, Chipre, Estonia, Letonia, Malta y Polonia. Dicho grupo WPNS estuvo constituido por expertos en seguridad nuclear de los países miembros de la Unión Europea. El informe final fue aprobado por unanimidad el 15 de mayo de 2002, previo a la reunión del Consejo de la Unión, en Sevilla. El Informe incluye el estado y calidad del cumplimiento de los compromisos generales y específicos adquiridos por cada país candidato durante la presidencia de Suecia, tanto para temas de centrales nucleares como de otros tipos de instalaciones nucleares, así como la previsión de monitorización de aquellos compromisos de mayor

entidad o que por su larga duración terminarán de implantarse incluso después de la adhesión.

Además de la presidencia del WPNS por parte del CSN, se nombró otro representante que coordinó y participó en las reuniones del WPNS, aportando como estado miembro los estudios técnicos necesarios.

También en el seno de este Grupo (GCA), el CSN debatió la directiva de fuentes selladas de alta actividad, imprescindible para un control eficaz de fuentes radiactivas en la UE.

En esta línea de trabajo se enmarca, a iniciativa del CSN, la resolución de la UE sobre reciclado de materiales metálicos, como consecuencia del protocolo que sobre el control de fuentes huérfanas suscribieron en España en 1999 acerías, organismo regulador, ministerios, recicladoras y sindicatos. Culminó en la reunión internacional de Sevilla, en enero de 2002, donde se analizó, desarrolló e hizo entrega oficialmente a la Comisión de la propuesta de resolución mencionada.

La presidenta del CSN participará en marzo de 2003, en la conferencia internacional sobre seguridad de fuentes radiactivas huérfanas, en Viena, promovida conjuntamente por los Gobiernos de EEUU y de Rusia

Propuestas de Directivas de Seguridad Nuclear y Residuos

Durante el año 2002 se realizó un gran esfuerzo desde la Comisión de la UE para asegurar un enfoque común en seguridad nuclear, incluyendo normas, criterios y prácticas comunes para redactar las correspondientes Directivas de Seguridad Nuclear y Residuos.

La directiva sobre seguridad nuclear tiene incidencia en la definición e independencia de la autoridad de seguridad nuclear y en la posible necesidad de modificar la legislación al respecto. El tema de desmantelamiento, también está contemplado.

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 aunque se aprecian también razones estratégicas de política energética y social. 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, establecer programas nacionales o regionales para la disposición de los residuos radiactivos y el combustible gastado, estableciéndose plazos para las diferentes autorizaciones de las instalaciones, tales como (año 2008 autorización de emplazamiento, año 2013 autorización de almacenamiento para residuos de media y baja actividad y año 2018 autorización de almacenamiento geológico profundo para residuos de alta actividad). Esta directiva pretende 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 la Comunidad de Estados Independientes, para definir los programas

de asistencia y otros programas genéricos de seguridad nuclear. 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 beneficiarios 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 diciembre de 2002 además se plantearon las conclusiones sobre estrategias reguladoras, fundamentos de la regulación nuclear, el uso de requisitos y guías reguladoras, los análisis de seguridad, desafíos actuales de la regulación nuclear, el perfil del cuerpo técnico de los reguladores, el entrenamiento del personal, el papel de los programas de I+D en el mantenimiento de la competencia y el comportamiento de los gobiernos respecto a esta materia.

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 Grupo de apoyo técnico (TSO) de España es desde 1993 el Ciemat.

El CSN participa en las reuniones de los "Steering Comité" 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 los programas de asistencia a Rusia y 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.

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, destaca el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG), de la Dirección General DG -XI, 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, Kazajstán, Bielorrusia y Ucrania) porque NRWG es mucho más técnico. En el año 2002 comenzó un proceso

de redefinición en base a nuevos retos en seguridad por la causa de la ampliación.

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. Durante el año 2002 el CSN participó en los cuatro grupos de trabajo activos: software crítico, programas de cualificación de ensayos no destructivos, análisis regulador de los efectos de la desregulación económica en la industria nuclear e inspección en servicio basada en el riesgo. El CSN también participó en otros cuatro grupos cuyos trabajos finalizaron recientemente y en otros 21 más antiguos.

Grupo de Asesoramiento Internacional para el Sarcófago de Chernobyl (ICCRB SIP Chernobyl)

En octubre de 1989 la URSS requirió al OIEA el desarrollo de un estudio de expertos sobre la situación de salud pública y medioambiental de las regiones contaminadas por el accidente de Chernobyl y la población de la zona. Este proyecto es financiado por la comunidad internacional por un valor de 750 millones de dólares.

El comité, que está compuesto por representantes de los organismos reguladores de Alemania, Canadá, Estados Unidos, Francia, Finlandia, Italia, Reino Unido, Suecia, España (CSN), Ucrania, Bielorrusia y Rusia, se reúne una vez al año en Kiev, con todas las instituciones y grupos involucrados en el proceso de licenciamiento, proyecto, financiación y ejecución de los trabajos para la construcción del sarcófago (CEC, FAO, ILO, UNSCEAR, WHO, WMO). La cantidad de organizaciones implicadas (organismos reguladores, asistentes a los reguladores, empresas de ingeniería, consultores, grupos financieros) dificulta la marcha de los trabajos por la complejidad de sus relaciones y la burocracia necesaria. Después de un plan de actividades que terminó el 31 de octubre de 2002, se tiene como resultado el informe de progreso con una serie de recomendaciones al organismo regulador de Ucrania, para que el proceso de licenciamiento de un nuevo diseño de confinamiento seguro siga las prácticas internacionales. Entre ellas se destaca: a) reforzamiento de la coordinación del organismo mediante la solicitud al Gobierno de Ucrania para que defina que su organismo regulador (SNRCU) sea el único responsable del licenciamiento de las actividades llevadas a cabo en relación con la construcción del Sarcófago; b) simplificación del proceso de licenciamiento mediante la petición al SNRCU para que agilice el proceso administrativo del licenciamiento, aumentando la cooperación con los otros organismos implicados y haga más fluido el intercambio de información entre ellos; c) optimización de recursos del SNRCU mediante la solicitud al Gobierno de Ucrania para que aumente el personal destinado a trabajos relacionados con el licenciamiento en el seno del SNRCU y a establecer un plan de mejora de la eficiencia ante numerosas cuestiones planteadas. La próxima reunión será en Kiev en julio de 2003.

10.2.2.7. 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 mantenimiento y desarrollo, a través de la cooperación internacional, en las bases científicas, tecnológicas y legales, requeridas para el uso pacífico, económico, seguro y medioambiental de la energía nuclear. Colabora con la Comisión Europea, el OIEA, países no miembros, industria nuclear y organizaciones civiles.

Sus actividades principales engloban temas de legislación nuclear, regulación, seguridad nuclear, ciencias nucleares, derecho nuclear, protección ra-

diológica, salud pública, gestión de residuos e investigación y desarrollo.

Comité de Dirección

El Comité de Dirección, que se reúne dos veces al año en París, es el órgano de gobierno de la NEA.

El CSN asistió a las reuniones, destacaron los referentes al papel de la NEA, de los Estados miembros de la UE y de otras asociaciones y organismos respecto a la iniciativa de la Comisión Europea en relación con las directivas de seguridad nuclear y residuos. Se debatió asimismo la creciente importancia de la dependencia de la eficacia en la toma de decisiones con la confianza mutua entre las autoridades y el público. Otro aspecto relevante fue la interrelación entre comunicación, transparencia e independencia de los organismos reguladores.

El CSN es consciente y firme seguidor de esta teoría y comenzó un programa de revisión independiente de estos y otros temas así como de la mejora de la eficiencia de sus actuaciones con el objetivo de asegurar que las instalaciones nucleares españolas son operadas, explotadas y mantenidas de forma tal que su impacto en la salud pública y en la seguridad sea los más razonablemente bajo posible, tomando en cuenta la importancia de las actuaciones reguladoras en cuanto a puntualidad y economía. Para ello, un elemento de medida de esa eficiencia lo darán los Indicadores de Funcionamiento Reguladores, cuyo objetivo es suministrar un valor añadido a los dos resultados principales de la actividad reguladora, que son las instalaciones nucleares seguras y la confianza de los diversos agentes con la autoridad reguladora.

Se debatió la necesidad de actualizar la reglamentación en materia de protección radiológica de forma que una clave del desarrollo sostenible sea proteger el medioambiente para salvaguardar el futuro de la humanidad.

Comités y grupos de trabajo

El CSN continuó participando plenamente en los programas y actividades de la NEA a través del Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares (CSNI), el Comité de Actividades Reguladoras Nucleares (CNRA), el Comité de Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC), el Comité de Protección Radiológica y Salud Pública (CRPPH) y el Comité de Ciencias Nucleares (NSC). En el año 2002 el CSN también ha sido admitido por primera vez en el Comité de Derecho Nuclear, NLC y asistió en Taormina (Italia) a la celebración del primer foro NEA en colaboración con la International Commission on Radiological Protection (ICRP), sobre protección radiológica del medio ambiente; está prevista para el año 2003 otra reunión en Lanzarote para examinar las implicaciones de las futuras recomendaciones de la ICPR.

Proyectos de I+D

El CSN forma parte de proyectos internacionales de I+D, encabezando grupos de entidades nacionales formados para programas específicos, destacando los programas:

- CAMP – USNRC. Programa de cooperación internacional (2001 – 2003) en el área de la investigación termohidráulica, promovido por la NRC, que tiene como objetivo fundamental la verificación y validación de los códigos RELAP 5, TRAC-PF1 y TRAC-BF1. Financiación: 225.000 $ más (90.000 $ opcionales).

- CSN – USNRC. Acuerdo de Investigación entre la USNRC y el CSN (2001 – 2005) para el intercambio de información técnica y cooperación en materia de factores humanos y organizativos, análisis de riesgos, gestión de accidentes, envejecimiento de materiales, comportamiento de combustible de alto grado de quemado, movilidad de radionucleidos en el medio circundante y gestión de residuos de alta actividad. Financiación: 500.000 $.

- CABRI – IPSN (IRSN). Proyecto promovido por el IPSN francés (2000 – 2004) para determinar aspectos básicos en relación con los márgenes de seguridad del combustible de alto quemado frente a transitorios de potencia y de pérdida de refrigerante, cuyo conocimiento es esencial para el licenciamiento del nuevo combustible. Financiación: 554.889,01 €.

- SETH – NEA. Este proyecto (2001 – 2005) tiene por objeto diseñar medidas de mitigación y gestión de accidentes en contención. Así mismo investigar los accidentes de dilución de boro y también, la pérdida de capacidad de extracción de calor en situaciones de operación en parada. Financiación: 88.000 $

- MASCA – NEA. Este proyecto (2000 – 2003), investiga fenómenos *in-vessel* durante un accidente severo. En particular estudia la influencia de la composición química del corium fundido sobre la transferencia de calor a la atmósfera de la vasija de presión. Financiación: 44.000 $.

- ARTIST. Proyecto teórico-experimental (2002 – 2007), promovido por el Paul Scherrer Institute de Suiza, para el estudio de la retención de material radiactivo en los generadores de vapor en instalaciones tipo PWR, en casos de accidente severo con rotura de tubos. Financiación: 363.100 CHF.

- HALDEN. Programa internacional (2000 – 2002) patrocinado por la OCDE, con base experimental en el Centro Nuclear de Halden (Noruega), que abarca áreas relacionadas con sistemas hombre-máquina y con combustible nuclear/materiales. La finalidad de los primeros se asienta en la realización de validaciones ergonómicas y elaboración de modelos de comportamiento humano. Las actividades relativas al combustible nuclear estudian las capacidades del mismo a alto quemado mientras que las referente a materiales se focalizan en los problemas de agrietamiento por corrosión bajo tensión e irradiación. Financiación: 1.740.000 NOK.

- ICDE – NEA. Este proyecto internacional (2002 – 2005) tiene por objeto continuar las actividades de colaboración con la NEA para agrupar la mayor experiencia posible sobre los fallos denominados de Causa-Común, cuya frecuencia esperada de ocurrencia es relativamente baja, en relación con los fallos independientes. Financiación: 34.500,00 €.

- MCCI – NEA. Proyecto patrocinado por la OCDE (2002 – 2005), con base experimental en el Argonne National Laboratory (ANL), con los objetivos de confirmar los datos de refrigerabilidad del nucleo fundido, obtenidos en proyectos anteriores, y despejar incertidumbres pendientes relativas a su interacción con el hormigón. Financiación: 108.000 $.

El CSN consciente de la importancia de la I+D en el desarrollo de sus actividades, sólo en proyectos internacionales tiene una inversión de 2.344.973 €.

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 2002 se han renovado los acuerdos con el National Radiological Protection Board (NRPB)

del Reino Unido y con el Swedish Radiation Protection Authority (SSI) del Reino de Suecia.

Así mismo, y en general, destaca dentro del proceso de mejora de la eficiencia del CSN el Informe del Grupo de Trabajo CSN/Unesa sobre Mejora de la Eficiencia del Proceso Regulador, para el cual se han realizado visitas técnicas a cuatro países representativos de un alto nivel organizacional EEUU, Alemania, Suecia y Finlandia.

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 2002 se gestionó una petición del Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) para enviar sus técnicos a entrenamiento en temas de licenciamiento a CSN, AVN, NII, y SKI. También se respondió a un cuestionario sobre la independencia de los organismos reguladores, como inicio de un proyecto de mejora en estos aspectos en la Unión Europea.

10.2.3.2. República de Argentina

A raíz de la celebración de la VII reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares, Argentina ostenta la presidencia del Foro y tiene el cometido de, con la cooperación del CSN, tratar de mejorar la estructura orgánica y jurídica del Foro para incluir otros países iberoamericanos no nucleares, pero sí con instalaciones radiactivas, y a establecer unos fondos que permitan la realización de trabajos de interés común. Como aportación inicial, el CSN lanzó, en colaboración con el OIEA, el ambicioso proyecto de la Red Iberoamericana de Seguridad Nuclear y Radiológica.

Esta Red tiene el objetivo básico de compartir legislación y reglamentación nuclear, facilitar de forma rápida y eficaz el intercambio de información técnica de todo tipo, mejorar la formación y el entrenamiento del personal de los organismos reguladores y de las instalaciones nucleares.

10.2.3.3. Reino de Bélgica

El CSN, a petición del organismo belga AVN, respondió a un cuestionario sobre la experiencia del CSN en los análisis de seguridad de El Cabril. Así mismo el Consejero Barceló fue incorporado como asesor independiente AVN-Vinçotte. El CSN también invitó al Dr. Ray Ashley a participar en el curso de entrenamiento de personal del CSN *Safety Case Assessment Process*.

10.2.3.4. República de Cuba

Con ocasión de la celebración de la VII reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares, se mantuvo una reunión bilateral con la directora del Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Los asuntos contemplados para el programa de este año estuvieron relacionados con el licenciamiento y control de instalaciones radiactivas y con el licenciamiento de actividades de gestión de fuentes radiactivas y de desechos. Así, el CSN envió sendos técnicos para la puesta en marcha de dos aceleradores en Cuba. También se comenzaron las discusiones para la actualización del acuerdo común.

10.2.3.5. República Popular China

Fruto de la participación del CSN en el programa extrapresupuestario de ayuda a Asia, se gestionó un workshop, para celebrar en el primer trimestre de 2003 en la central nuclear Vandellós II, sobre el tema de Ingeniería de Sistemas, para 12 operadores de la central nuclear Qinshan1, de China.

10.2.3.6. 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, teniendo lugar durante el año 2002 numerosas reuniones técnicas de trabajo, como por ejemplo las mantenidas por el director de la Nuclear Regulatory Reactor, (NRR) en diciembre de 2002 con la dirección técnica de seguridad nuclear elaborando una matriz de colaboraciones futuras.

Se han intensificado las visitas de técnicos e inspectores del CSN a sus homólogos en la Nuclear Regulatory Commission (NRC), como parte del programa de mejora de la eficiencia iniciado por el CSN.

También se ha suministrado información a la NRC sobre degradación de penetraciones en la vasijas del reactor y en la cabeza de vasija, sobre la posible recolocación y sus implicaciones de las condiciones límites de operación, de acuerdo al 10CFR50.59, en otros documentos distintos de las especificaciones técnicas.

10.2.3.7. 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 y Seguridad Nuclear, IPSN.

Dentro del marco del acuerdo bilateral con el organismo regulador de Francia (DGSNR), se celebró la reunión en la sede del CSN, en octubre de 2002. La agenda de la reunión se centró fundamentalmente en la experiencia organizativa del CSN, ya que la DGSNR ha sido recientemente reestructurada siguiendo el modelo del CSN, al incorporar las responsabilidades de protección radiológica, y estaba muy interesada en conocer nuestra experiencia. La reunión incluyó un amplio debate sobre la posición de cada país respecto a las dos propuestas de directivas de la Comisión de la UE con relación a la seguridad nuclear y los residuos. El CSN apoyó la necesidad de existencia de un marco legislativo a nivel europeo basado en las autoridades nacionales de seguridad nuclear. Por parte del CSN participaron la presidenta del CSN, el director de seguridad nuclear y los subdirectores de protección radiológica y el área de relaciones internacionales del gabinete técnico de presidencia.

En esta reunión quedó patente el interés mutuo por mantener el intercambio estable de técnicos de ambos organismos. Así una inspectora del CSN quedó desplazada en la DGSNR y un técnico francés en el CSN así como el apoyo mutuo en relación con el desarrollo del International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER), sea cual sea su futuro emplazamiento.

También dentro del marco del acuerdo bilateral, técnicos de la DGSNR han visitado el CSN para discutir sobre temas de protección radiológica e inspecciones a instalaciones industriales. También la DGSNR participó en una inspección del CSN al reactor de investigación JEN-1, en desmantelamiento en el Ciemat.

En abril 2002 técnicos del CSN hicieron una visita técnica a la DGSNR para tratar sobre el proceso regulador francés relacionado con los residuos. También, el 18 de abril de 2002 el CSN recibió una visita de senadores franceses.

En octubre de 2002, se realizó una visita técnica de la DGSNR al CSN y a la fábrica de combustibles de Juzbado, para conocer el marco regulador con relación a emisiones y efluentes de centrales nucleares y otras instalaciones del ciclo.

10.2.3.8. República de Italia

Continuaron las peticiones de información del nuevo organismo italiano l'Agenzia per la Protezione dell'Ambiente e per i Servizi Tecnici (APAT) sobre la experiencia del CSN en cuanto a los almacenamientos en seco de residuos.

10.2.3.9. 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.

10.2.3.10. República del Perú

En abril de 2002, la presidenta del CSN mantuvo una reunión con el presidente del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y otros representantes iberoamericanos con la idea de fortalecer el Foro con la inclusión de países no nucleares.

10.2.3.11. República Portuguesa

En abril de 2002, con ocasión de la Convención de Seguridad Nuclear, en Viena, la presidenta del CSN mantuvo una reunión con el nuevo director general de medio ambiente de Portugal. La idea es estrechar las relaciones bilaterales previstas en el acuerdo de cooperación y que, por motivos de reorganización en el lado portugués, se habían interrumpido desde 1999. El CSN expresó su interés en colaborar en la creación, en este caso, de un verdadero organismo regulador en Portugal, como ha colaborado en reforzar los de los países del centro y este de Europa.

10.2.3.12. Reino Unido de Gran Bretaña e Irlanda del Norte

El director del National Radiological Protection Board (NRPB) del Reino Unido y la presidenta del CSN firmaron la renovación acuerdo CSN – RRPB para el intercambio de información y cooperación en materia de protección radiológica.

10.2.3.13. República de Ucrania

Entre el 9 y 11 de febrero de 2002, la presidenta del CSN mantuvo una reunión con la vicepresidenta del organismo regulador de Ucrania, donde se trataron temas de interés común, como el sarcófago de Chernobyl, la importante colaboración que el CSN presta a Ucrania a través de los fondos Tacis y el programa RAMG. Se efectuó una visita al centro de información del CSN.

10.2.3.14. Otras relaciones bilaterales sin convenio establecido

Letonia: visita de una delegación al CSN, Enresa y central nuclear Vandellós I para tratar los temas de regulación de la gestión de los residuos, licenciamiento del desmantelamiento de instalaciones nucleares.

En septiembre 2002 visitaron tres altos cargos del Consejo de Seguridad Radiológica del Ministerio de medio ambiente de Letonia al CSN y al Ciemat, para conocer el proceso de desmantelamiento del JEN1.

Polonia: visita técnica de dos profesores del Instituto Nofer de Polonia para reunión sobre implantación Directiva 97/43 de la UE sobre garantía de calidad en radiología diagnóstica.

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 Suecia durante 2002. En ellas, los máximos responsables de estos 8 organismos reguladores discuten sobre temas genéricos que se han planteado durante la reunión precedente.

En 2002 se celebraron dos reuniones en Suecia (Kalmar en marzo y Estocolmo en septiembre). A parte de los temas habituales (últimas novedades relacionadas con la seguridad nuclear en cada país) se debatió sobre cultura de seguridad, la política de formación en los organismos reguladores, los problemas organizativos y de gestión y las inspecciones a instalaciones nucleares.

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 respuesta a los objetivos planteados en el documento fundacional de la asociación hasta la fecha, las actividades más importantes desarrolladas durante las reuniones mantenidas en el año 2002, en el seno de la asociación se han centrado en los trabajos de armonización, siguiendo criterios como:

- Las bases nacionales nutren el enfoque de seguridad WENRA.

- El público espera mayor nivel de seguridad.

- Se tienen en cuenta las nuevas condiciones económicas: globalización y desregulación.

- La situación actual coloca la seguridad con la prioridad máxima.

- Una consecuencia es que los organismos reguladores deben asegurar que la mayor productividad no es a cuenta de la seguridad.

- El WPNS mostró puntos de vistas comunes en los países WENRA.

El CSN participa en los grupos de trabajo de WENRA:

a) Creación de un grupo de trabajo sobre armonización de requisitos y prácticas reguladoras en materia de seguridad nuclear de las centrales en operación en los países de la UE con programas nucleares. En septiembre de 2002 se finalizó el informe piloto de este grupo de

trabajo donde se comparan 6 temas (la política de seguridad, la organización del operador, la verificación y mejora del diseño de las centrales nucleares, la gestión de accidentes severos, los APS´s y las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) en los países miembros de WENRA). En febrero de 2002 se celebró una reunión de este grupo en Madrid.

b) Creación de un grupo de trabajo sobre armonización de requisitos y prácticas reguladoras en materia de gestión de residuos.

Los países candidatos a la adhesión a la UE fueron invitados a participar en todos los grupos.

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 la VII reunión celebrada en México DF, el CSN estuvo presente con una delegación presidida por su presidenta, donde se trataron los siguientes temas: la Convención de Seguridad Nuclear de abril de 2002, la cultura de la seguridad, la aplicación de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS´s), a instalaciones no nucleares, el control regulador de fuentes de radiación, el proceso de evaluación de la seguridad nuclear de los países del este de Europa y el fortalecimiento de la cooperación. Las conclusiones derivadas de esta reunión fueron: la decidida integración de otros países iberoamericanos; el dar énfasis a la seguridad radiológica y, en particular, a las fuentes huérfanas; el máximo interés por instalaciones radiactivas industriales y médicas; la emisión de un documento, denominado "Declaración" después de cada reunión del Foro dirigido a los Gobiernos respectivos con recomendaciones y/o posiciones recomendadas; los reactores de investigación; la independencia y transparencia de organismos reguladores.

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 debatido 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.

11. Información y comunicación pública

11.1. Aspectos generales

La *Ley de creación del CSN*, en su artículo segundo, establece entre las funciones del organismo la de informar a la opinión pública sobre materias de su competencia. Para dar cumplimiento a esta función, el CSN lleva a cabo un amplio programa de información y comunicación pública, que se desarrolla a través de las diversas actividades que se exponen en este capítulo.

11.1.1. Objetivos

La sociedad, dentro del proceso habitual de incremento de demanda de información, reclama conocer con más profundidad todas las cuestiones relacionadas con las radiaciones ionizantes y de sus usos, tanto energéticos como médicos, industriales, de investigación, agroalimentarios, domésticos y las nuevas aplicaciones que en el futuro se puedan desarrollar. El CSN es consciente de que esta demanda social exige un alto grado de transparencia y objetividad en la información emitida, además de rigor técnico y agilidad. Por esta razón, la información y la comunicación públicas forman parte de los objetivos estratégicos definidos por el CSN.

Las actuaciones del Consejo en materia de comunicación están encaminadas a acercar a la población la información que es de su competencia, utilizando para ello todos los medios disponibles. Estas actuaciones se pueden concretar en las siguientes:

- Difundir ante la opinión pública las informaciones relacionadas con la actividad reguladora de la que es titular.

- Incrementar la confianza del público en la actividad que el CSN desarrolla como responsable de velar por la seguridad nuclear y la protección radiológica en España.

- Acercarse a la sociedad para proporcionar una respuesta más acorde con sus necesidades y para difundir el derecho de los ciudadanos a demandar información.

- Consolidar e incrementar la presencia del CSN en los foros que por su cercanía a la población sirvan para que los mensajes emitidos lleguen a la sociedad sin necesidad de intermediarios.

- Contribuir a la formación de los ciudadanos sobre las materias de su competencia.

11.1.2. Áreas de trabajo

El CSN cuenta con un área de Comunicación, integrada en el Gabinete Técnico de la Presidencia, que se encarga de gestionar el proceso informativo para lograr los objetivos planteados.

Las áreas de trabajo se relacionan a continuación:

- Atención a los medios de comunicación y a las consultas de la población. El CSN mantiene una relación fluida con los medios de comunicación de toda periodicidad, nacionales, regionales y locales para dar respuesta a sus intereses informativos a través de notas de prensa y de respuestas directas a sus requerimientos individuales. También se ofrece este servicio para proporcionar la información que necesite cualquier ciudadano.

- Centro de Información. El CSN dispone de un espacio dotado de las más modernas técnicas museísticas y pedagógicas que recibe diariamente visitas de diferentes colectivos.

- Actividad editorial. Dentro del *Plan anual de publicaciones*, el Consejo edita obras de carácter técnico y divulgativo, además de publicar de

forma trimestral la revista *Seguridad Nuclear* y de participar en diferentes coediciones.

- Página web. Disponible en la dirección www.csn.es, presenta enlaces a diferentes apartados en los que se obtiene información sobre todas las actividades que lleva a cabo el CSN.

- Además de las actividades anteriormente citadas, el CSN organiza y participa en conferencias de expertos en diferentes ámbitos de su competencia, y asiste de forma participativa a congresos, seminarios y exposiciones.

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 entiende la optimización del proceso informativo como la utilización de todos los canales a su alcance para llegar a la población con una información necesaria y actual. Uno de los canales más eficaces en términos de número de personas que reciben el mensaje, y la rapidez con que se lleva a cabo el proceso, son los medios de comunicación de masas.

El Consejo realizó un considerable esfuerzo para mantener una actitud proactiva en materia de comunicación, adelantándose a las necesidades de la población. Por eso desarrolló una serie de actividades destinadas a transmitir el conocimiento de sus competencias y actividades, como la emisión de notas de prensa, la organización de conferencias, seminarios y cursos impartidos por su personal y por otros expertos en la materia, la edición y distribución de publicaciones, la atención a las visitas del Centro de Información, la participación en ferias y exposiciones o la inclusión de las informaciones de interés en el sitio de internet del CSN.

No obstante, dado el amplio campo de actuación del Consejo existió una continua demanda de información por parte de los medios. El hecho de que toda la información requerida se centrase en sucesos concretos es considerado un buen indicador de funcionamiento de la política de comunicación de actividades del CSN. Algunas de las actividades que requirieron un mayor caudal informativo durante 2002 fueron:

- Siderúrgica Sevillana y los riesgos radiológicos en el reciclaje de metales:

  A principios de año continuaron las peticiones de información sobre el incidente acaecido en Siderúrgica Sevillana S.A., en diciembre de 2001. Con motivo de la firma en 1999 del protocolo mediante el cual se establece el control y vigilancia de la chatarra y los resultados de su proceso, el Ministerio de Economía organizó en el mes de enero unas jornadas sobre *Prevención de riesgos radiológicos en el reciclaje de metales* en las que el Consejo colaboró estrechamente proporcionando apoyo técnico y participando en ruedas de prensa, coloquios y entrevistas. Las conclusiones de las mismas se insertaron en la página web y se enviaron a los diferentes medios.

- Intrusión por parte de activistas de Greenpeace en la central nuclear José Cabrera:

  En el mes de abril, debido a la intrusión de activistas de Greenpeace en la central nuclear José Cabrera, el área de comunicación atendió más de 380 peticiones de información sobre el incidente y sus posibles consecuencias.

- Renovación del permiso de explotación de la central nuclear José Cabrera:

  Durante el mes de octubre y en fechas anteriores, el permiso de renovación de explotación de la central nuclear José Cabrera generó un gran interés en los medios debido en gran

medida al hecho de ser la primera central española en solicitar esta autorización hasta el final de su vida útil de diseño, a la campaña realizada por diferentes asociaciones ecologistas y a la sensibilización generada desde distintos sectores.

- Actividad de tritio en el río Ebro:

  Durante el mes de octubre el área de Comunicación del CSN recibió numerosas peticiones de información sobre los niveles de tritio en las aguas del río Ebro, debidos a la concentración medida en una muestra durante el primer semestre de 2002. El Consejo emitió una nota de prensa informando de que las cifras se situaban dentro de los niveles normales, a pesar del aumento sufrido.

- Incidentes durante la recarga de la central nuclear de Cofrentes:

  Durante el tercer trimestre los medios de comunicación solicitaron información sobre los incidentes acaecidos durante la recarga de combustible de la central nuclear de Cofrentes.

- Seguridad física en las centrales:

  Los medios siguieron con mucho interés los asuntos relacionados con la seguridad física en las centrales a raíz de los atentados del 11 de septiembre de 2001 en Estados Unidos. Durante este año se sucedieron las preguntas sobre el grado de implantación de las medidas de protección.

- Centrales nucleares:

  Al margen de los asuntos mencionados, se recibió una gran cantidad de peticiones de información referidas a las centrales nucleares. Esta demanda estuvo relacionada con los incidentes ocurridos en las mismas y las opiniones vertidas desde diferentes ámbitos: exenciones en las distintas centrales, aumentos de potencia de la central nuclear de Cofrentes, actuaciones previstas en Ascó, etc.

- Simulacros:

  Se dio cobertura informativa a todos los simulacros desarrollados durante el año.

  En el simulacro del *Plan de emergencia nuclear* de Guadalajara, que se desarrolló en el entorno de la central nuclear de Trillo (Guadalajara) en el mes de noviembre, el CSN colaboró en las tareas informativas llevadas a cabo por los organizadores. Conjuntamente con la Dirección General de Protección Civil y la Subdelegación de Gobierno de Guadalajara se preparó un recorrido para los periodistas durante el simulacro, se les hizo entrega de un dossier informativo y se llevó a cabo una rueda de prensa, además de emitir la correspondiente nota de prensa.

- Instalaciones radiactivas:

  Durante 2002 se produjeron un elevado número de demandas de información relacionadas con las actividades del Consejo en materia de protección radiológica, algo a destacar ya que en años anteriores los requerimientos sobre instalaciones radiactivas se centraban exclusivamente en los incidentes que se producían en las mismas. La existencia y el control de instalaciones radiactivas es un hecho poco conocido y ha generado un nuevo interés informativo.

  Los incidentes relacionados con fuentes radiactivas siguen creando un interés puntual, y durante 2002 generaron muchas peticiones de información, especialmente el accidente de tráfico de un vehículo cargado con material radiactivo en Ciudad Real que se produjo a finales de enero.

- Comparecencias ante Las Cortes:

  Las comparecencias de la Presidenta del CSN, ante la Comisión de Economía y Hacienda del

Congreso (16 de abril y 25 de septiembre de 2002) y ante la Comisión de Economía, Comercio y Turismo del Senado (14 de marzo y 20 de mayo de 2002) aglutinaron a los principales medios de comunicación. Fruto de estas comparecencias, durante los días siguientes distintos medios destacaron algunas de las frases de la Presidenta.

- Otros:

Cisterna encontrada a la deriva frente a las costas de Asturias, presentación del Ciemat en el CSN de las líneas generales del proyecto ITER, desclasificación de residuos en plantas nucleares, etc.

En total, durante 2002, el Consejo difundió entre los medios de comunicación 54 notas de prensa, todas ellas introducidas además en su página web (figura 11.1).

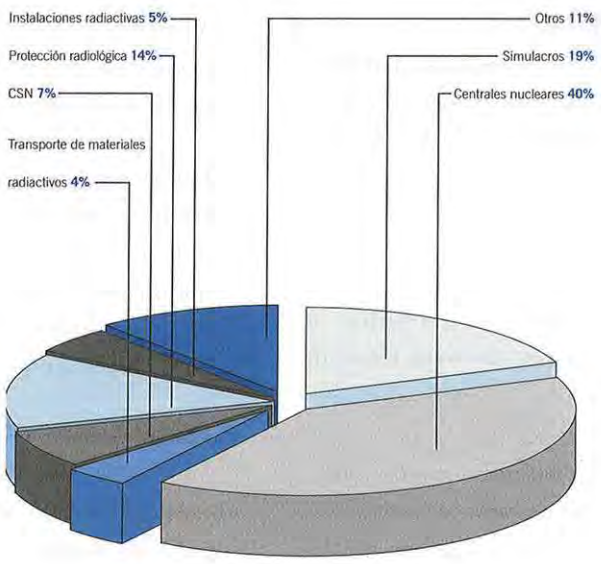
Se atendieron 680 llamadas telefónicas de medios. El análisis final de la información solicitada indica que los asuntos que suscitaron un mayor interés entre la opinión pública fueron principalmente la intrusión de activistas de Greenpeace en la central nuclear José Cabrera, y la renovación del permiso de explotación de la misma central.

11.2.2. Central nuclear José Cabrera (Zorita)

El día 25 de abril se produjo uno de los incidentes más relevantes de este año: a las 7:10 horas la central nuclear José Cabrera informó al Consejo de Seguridad Nuclear de que un grupo de seis personas había forzado el acceso de la central. En aquel momento se activó la Sala de emergencias del CSN (Salem), en la que se encontraba el grupo de información. Desde el primer momento en que se tuvo conocimiento de lo ocurrido se mantuvo informada a la opinión pública.

La dos primeras notas de prensa se enviaron el día 25 de abril. En la primera se daba a conocer cómo

Figura 11.1. Notas de prensa



se produjo la intrusión de Greenpeace, y cuáles fueron las actuaciones por parte del Consejo. En la segunda una vez resuelto el incidente, el CSN informó de que se llevaría a cabo una inspección durante los siguientes días mientras la central permanecía en parada segura.

En los días 26 y 29 de abril se emitieron nuevas notas de prensa en las que se dio cuenta de las actuaciones del CSN en la central nuclear José Cabrera.

El 7 de mayo se informó de la autorización de puesta en marcha de la central y el 30 de mayo, tras haber analizado los hechos, el Consejo anunció que estaba preparando la propuesta al Ministerio de Economía de la apertura de un expediente sancionador a Unión Fenosa Generación.

Durante el mes de septiembre de 2002 comenzó el interés por la información sobre la autorización del permiso de explotación de José Cabrera, que se hizo más intenso durante el mes de octubre.

La campaña iniciada por diferentes agrupaciones ecologistas solicitando el cierre de la central, así como los movimientos sociales y políticos generaron una gran cantidad de llamadas telefónicas. En este periodo, de las 719 recibidas, un 80% estaban relacionadas con este asunto.

El CSN realizó este año un importante esfuerzo por mantener informada a la sociedad con el rigor y la objetividad que un organismo de carácter técnico debe garantizar.

11.2.3. 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 69.

EL CSN ha creado grupos de trabajo con la Dirección General de Protección Civil, e iniciado contactos con los ministerios de Educación y Sanidad, en materia de información a la población en situación de emergencia.

11.3. Centro de Información

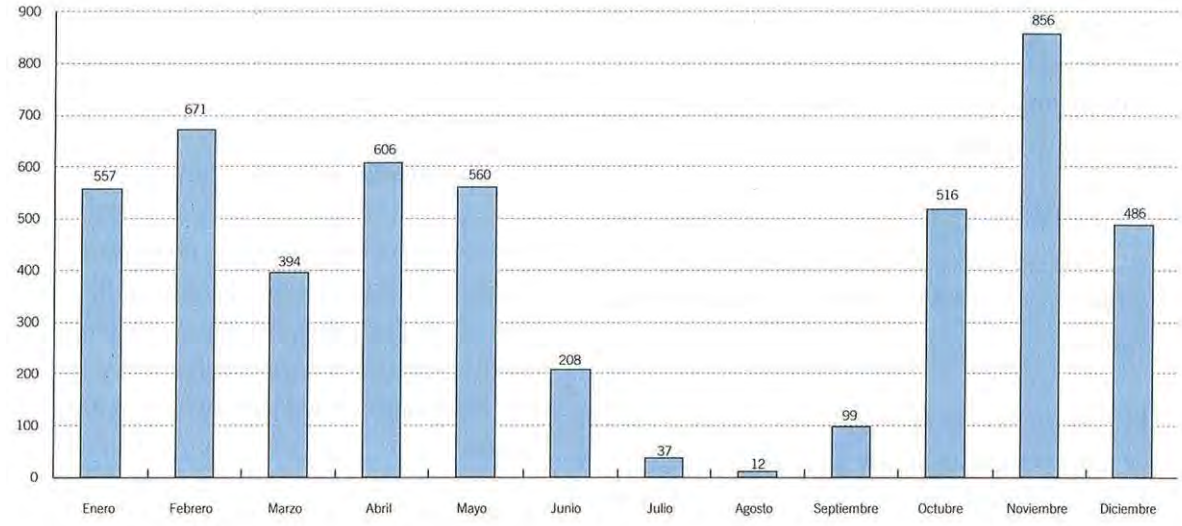
El CSN dispone de un espacio exclusivamente destinado a la información al público. Se trata del Centro de Información que se encuentra en la propia sede del organismo, aunque cuenta con una entrada independiente para facilitar el acceso a los visitantes.

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 2002, el Centro de Información ha recibido un total de 25.578 visitas de los distintos colectivos escolares, universitarios, institucionales y particulares (figura 11.2).

Figura 11.2. Número de visitantes en 2002 al Centro de Información



Durante el año 2002 visitaron el Centro de Información 4.396 personas, con el siguiente desglose: 3.846 pertenecientes a centros de enseñanza, 170 visitas institucionales y 380 particulares (datos a fecha de cierre del Plan anual de trabajo (PAT)) (figura 11.3).

Se recibió a los senadores de la Comisión de Economía, Comercio y Turismo, y a representantes de la Dirección General de Protección Civil, de centrales nucleares, a delegados y subdelegados del Gobierno y a las delegaciones extranjeras procedentes de Ucrania, Polonia, Francia, Uruguay, Brasil, México, Estados Unidos y Cuba.

Se amplió la oferta de visitas mediante cartas de invitación a las consejerías de Ciencia y Tecnología de las diferentes comunidades autónomas, universidades españolas, asociaciones culturales, de vecinos y consumidores y colegios profesionales.

Los objetivos propuestos para el año 2003 se resumen en la ampliación del número de visitas ofertadas, en mantener la política de adaptación de los módulos para facilitar su uso a personas con minusvalías, y en la actualización de contenidos (figura 11.4).

11.4. Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, la edición de publicaciones representó un volumen importante de su actividad y de su presupuesto. Cada año se elabora un programa editorial que incluye las propuestas de edición de las distintas subdirecciones generales del organismo y que es aprobado por el Consejo. Su ejecución incluye la edición de títulos (tanto técnicos como divulgativos) 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 2002 el CSN publicó 43 títulos que se citan a continuación:

- Informes Técnicos, Documentos, Documentos I+D y Otros Documentos:

  – *Evaluación del nivel 2 de APS de central nuclear de Ascó.*

Figura 11.3. Número de visitantes por colectivos al Centro de Información

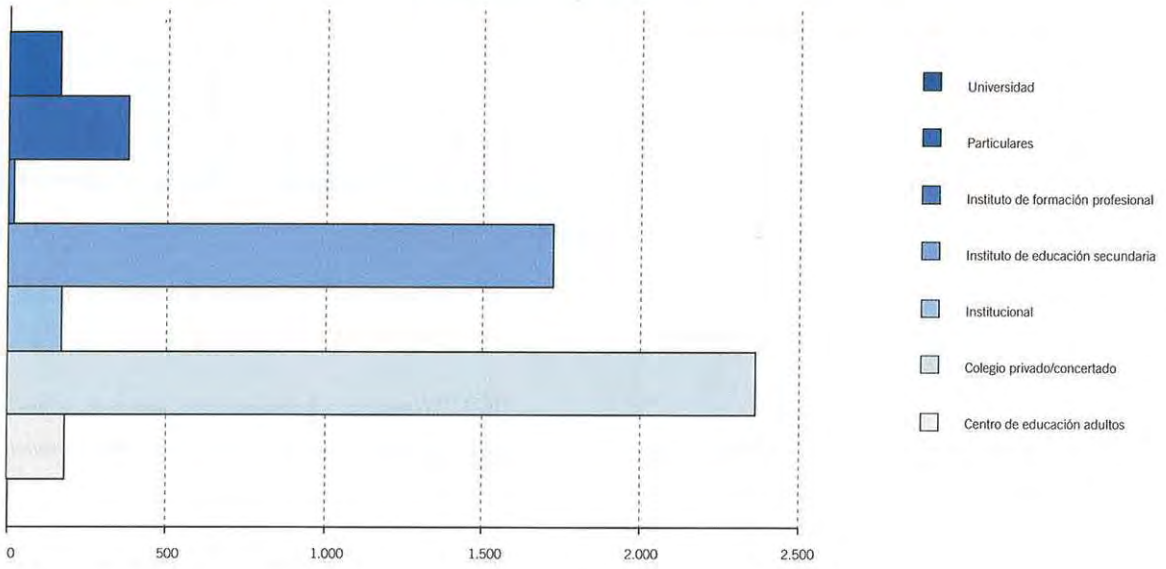
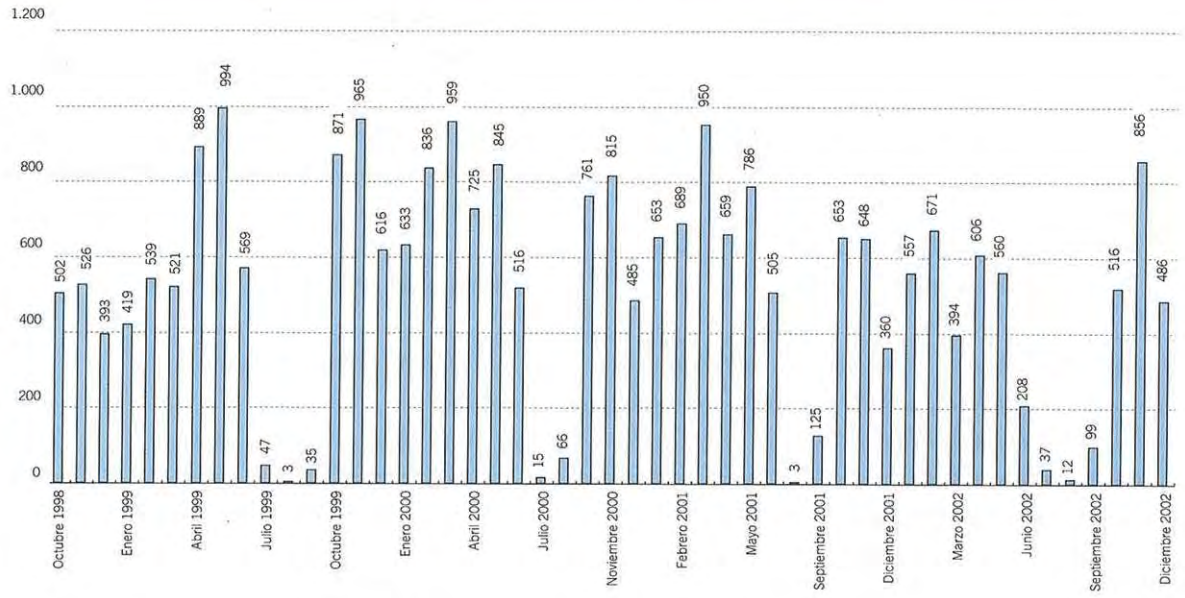


Figura 11.4. Número de visitantes al Centro de Información (octubre 1998 a diciembre 2002)



No se incluye en la gráfica los meses de agosto de 2000 y 2001 por haber permanecido el Centro de Información cerrado a los visitantes.

Total vivisantes: 20.579

– *V Jornadas sobre I+D.*

– *Productos y Beneficios de los proyectos de investigación finalizados en el 2000.*

– *Dosis colectiva en los trabajos de recarga de las centrales nucleares españolas.*

– *Análisis de precursores.*

– *Jornadas sobre calidad en el control de la radiactividad ambiental.*

– *Evaluación del nivel 2 de APS de central nuclear de Cofrentes.*

– *IV Jornadas Camp-España.*

– *Reimpresión del Programa integrado y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España.*

– *Evaluación del Análisis probabilista de seguridad (APS) de central nuclear Vandellós II.*

– *An Integrated PSA approach to independent regulatory evaluations of nuclear safety assessments of Spanish nuclear power stations.*

– *Productos y beneficios de los proyectos de investigación finalizados en el año 2001.*

– *Red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) del CSN. Operación y resultados. Años 2000 y 2001.*

– *Programas de vigilancia radiológica ambiental. Resultados 1999 –2000.*

– *Estudio sobre dietas y hábitos alimentarios en la población española* (incluye CD).

– *La energía nuclear en la producción eléctrica.*

- Guías de seguridad:

– 5.15. *Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo.*

– 10.3. *Auditorias de garantía de calidad.*

– 9.2. *Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas.*

– 1.11. *Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.*

– 10.2. *Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares.*

– 10.6. *Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.*

Publicaciones periódicas:

- Informes del CSN:

– *Informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2001.*

– *Informe resumen de actividades al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2001* (español e inglés).

- Revista del CSN. *Seguridad Nuclear*:

– I trimestre. Año V. Número 22.

– II trimestre. Año V. Número 23.

– III trimestre. Año V. Número 24.

Otras publicaciones:

- Publicaciones divulgativas:

– Reimpresión poster *Las fuerzas de la naturaleza.*

– Reimpresión *agenda escolar.*

– Actualización folleto sobre *Transporte de material radiactivo.*

– Actualización folleto sobre *Desmantelamiento y clausura de centrales nucleares.*

– Actualización folleto sobre *Protección radiológica.*

– Actualización folleto sobre *Dosis de radiación.*

– Actualización folleto sobre *El CSN vigila las radiaciones.*

– Actualización folleto sobre *Escala INES.*

– Actualización tríptico sobre *Transporte de material radiactivo.*

– Actualización *Tabla periódica.*

– *Catálogo de publicaciones.*

– Reimpresión de los carteles radiación natural y radiación artificial.

– Reimpresión de *Las radiaciones en la vida diaria.*

• Audiovisuales:

– CD-ROM: *Radón: un gas radiactivo de origen natural en casa.*

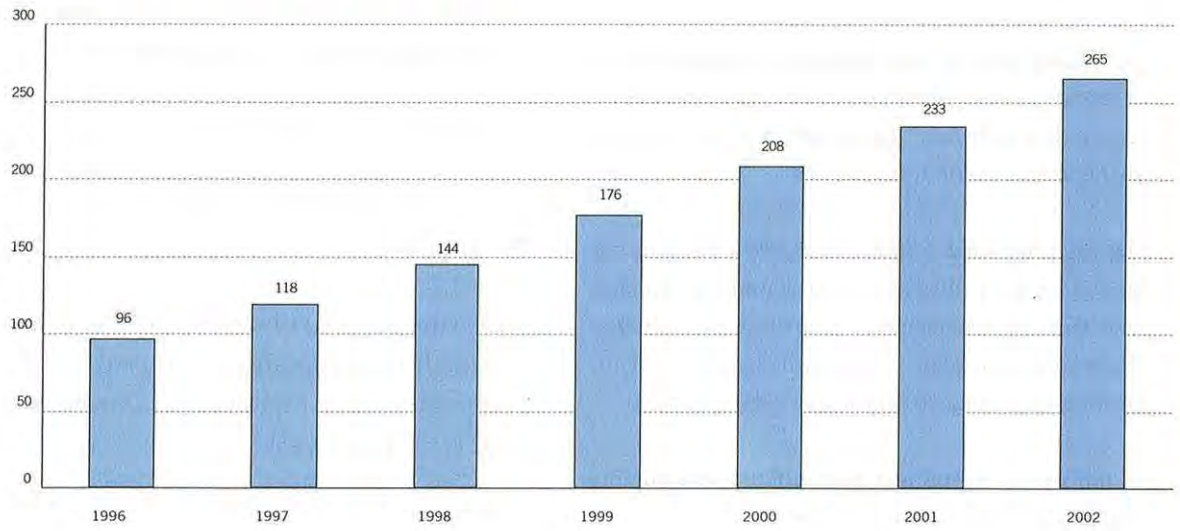
– CD-ROM: *Radiación y protección radiológica.*

– Vídeo divulgativo *El radón.*

En la figura 11.5 puede observarse la evolución de la actividad editora del CSN durante los últimos años.

Esta actividad sigue incrementándose 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.

Figura 11.5. Fondo editorial del CSN año 2002



La ejecución del programa editorial conlleva la promoción, difusión y divulgación del fondo editorial del CSN. Para ello, existe una base de datos institucional que incluye más de 3.000 registros de destinatarios pertenecientes a diversos organismos, empresas, entidades y organizaciones.

A través de esta base de datos 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.

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.

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 publicaciones o gestionar visitas al Centro de Información.

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 aprobadas por el Consejo.

El número de visitas a la web institucional durante este año 2002 ha sido de 141.539.

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 2002 se celebraron las conferencias y jornadas que se citan a continuación y que han sido reflejadas en la revista Seguridad Nuclear:

- Conferencia de Abel González, *Director de División de Seguridad Radiológica y Residuos* (OIEA).
- Conferencia de Nils Díaz, *Commissioner de la Nuclear Regulatory Commission* (NRC).
- Jornadas de Derecho Nuclear.

11.6.2. Participación en ferias y exposiciones

Otro tipo de actividades de acercamiento al público de una forma directa es la participación en congresos, ferias y exposiciones. Durante el año 2002 el CSN estuvo en:

- Heliatom 2002.

El Consejo instaló un stand en las jornadas celebradas en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid, del 5 al 8 de marzo, que están orientadas al sector energético español.

- Feria Madrid por la Ciencia 2002.

  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 8 al 10 de marzo en el recinto ferial Juan Carlos I.

- Expodidáctica 2002.

  Organizado por la Fira de Barcelona.

- VI Congreso Nacional de Medio Ambiente.

  Organizado por el Colegio de Físicos los días 25 al 29 noviembre.

El CSN instaló un stand para exponer las líneas principales de su actividad en estos dos últimos 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

Durante el año 2002, el CSN elaboró un *Plan de acción* para la modernización de su funcionamiento. La finalidad de dicho plan es servir como instrumento para la mejora de los procedimientos administrativos y técnicos, la optimización de la gestión de los recursos, la adecuada utilización de las tecnologías de la información y favorecer la comunicación entre las distintas unidades del Consejo en el ejercicio de sus funciones.

Para su realización se estudiaron y analizaron entre otros elementos, las funciones, organización, macroprocesos de gestión, sistemas de información, las interacciones con clientes, las relaciones con otras entidades y las mejores prácticas de otros organismos similares.

En dicho estudio, realizado con la colaboración de una empresa especializada, ha participado una amplia mayoría del personal del CSN, así como representantes de las partes interesadas con las que interactúa el Consejo de Seguridad Nuclear

El *Plan de acción* se articula en cinco *ejes estratégicos* que giran en torno a la profundización y la definición de la misión, visión y objetivos estratégicos del Organismo, la definición de un modelo de gestión transparente y eficaz a nivel interno, la flexibilización y adaptación de la estructura organizativa a las nuevas necesidades que demanda el entorno, la optimización de la eficacia y la eficiencia de los procesos internos y, finalmente el incremento de la confianza mutua entre las partes interesadas, el CSN y el público en general.

Posteriormente se definieron una serie de objetivos estratégicos y una propuesta de acciones específicas que desarrollan cada uno de ellos, y que contemplan aspectos estratégicos, operativos, tecnológicos, de comunicación y motivación.

Estas acciones, debidamente priorizadas han dado lugar a una propuesta incluyendo una serie de proyectos a corto y medio plazo para la modernización del funcionamiento del Consejo de Seguridad Nuclear.

En el segundo semestre del año se ha iniciado la preparación del Plan estratégico del Consejo de Seguridad Nuclear, primero de los proyectos previstos en el plan de acción.

12.1.1. Mejora del proceso regulador

Durante el año 2002 continuaron las actividades de mejora de la eficacia del proceso regulador con la elaboración de mandatos para las tareas de mejora identificadas y el establecimiento de los grupos de trabajo que tienen que desarrollarlas. En paralelo se han iniciado las actividades de análisis y desarrollo identificadas en los mandatos. La planificación de actividades para estas tareas alcanza a los años 2003 y 2004.

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 conjunta-

mente 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 2002 continuó la implantación del actual *Modelo de inspección* del CSN que fue aprobado por el Consejo tras sucesivas revisiones en octubre de 2000.

Se elaboraron procedimientos técnicos de inspección para diferentes tipos de inspecciones y para distintas áreas inspeccionadas, que contienen las instrucciones de detalle para la realización de inspecciones, lo que permite sistematizar las actividades de inspección y facilitar la tarea a los inspectores del CSN.

En el año 2002 finalizó el primer bienio de aplicación del programa base a las centrales nucleares en operación y se inició un bienio para las instalaciones nucleares diferentes de las centrales. De cara al bienio 2003-2004 se realizaron algunas modificaciones en las áreas a inspeccionar para aumentar la eficacia del programa base.

A lo largo de los años 2001 y 2002 se desarrollaron 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 por el riesgo, lo que supone 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 programa base de inspección que tendría aspectos específicos para cada central, de acuerdo con los resultados de los *Análisis probabilista 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 completo 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 es que es factible y positivo proceder a una implantación de ese tipo de inspección, por lo cual se ha preparado un plan detallado de desarrollo e implantación que se iniciará en el año 2003.

En lo que se refiere al desarrollo del modelo de formación en prácticas de inspección del CSN aprobado en el año 2000, se impartieron tres cursos de formación de refresco en fundamentos y prácticas de inspección. A estos cursos asistieron un total de 62 técnicos que realizan habitualmente inspecciones a las instalaciones nucleares o radiactivas. Entre los años 2001 y 2002 recibieron el curso 136 técnicos.

Se planificó un curso más del mismo tipo para el año 2003, de forma que todos los técnicos del CSN que realizan inspecciones asistan al mismo. El modelo de formación establece que los técnicos reciban un curso general de refresco cada tres años, por lo que en un futuro se volverán a incluir estos cursos en los planes de formación anuales correspondientes.

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, según se describe en el apartado 12.1 del presente informe

- *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.

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 con el presupuesto, de forma que los indicadores y objetivos presupuestarios se contemplan también en la planificación anual.

El CSN consolidó la implantación de un 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 procesos llevados a cabo en el Organismo y por las comunidades autónomas con acuerdos de encomienda. En el último trimestre del año se definieron, para su incorporación al cuadro de mando aplicable al ejercicio de 2003, determinados 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.

12.1.4. Plan de Calidad Interna

Se aprobaron cinco procedimientos (tres administrativos y dos técnicos). El Comité de Calidad celebró seis reuniones.

Se concluyó el *Plan de acción para la modernización* realizado por una empresa consultora externa y que se describe en el primer punto de este capítulo. El Consejo aprobó la primera etapa del *Plan de modernización* que se refiere a la preparación del *Plan Estratégico del CSN*.

12.1.5. Plan de sistemas de información

Se instalaron nuevos servidores de red en *cluster* para mejora de fiabilidad en servicios esenciales como correo corporativo y servicios de ficheros. La migración de estos servicios se realizará en el primer trimestre de 2003. Se realizó la migración de la red Windows NT a Windows 2000.

Se desarrolló un sistema de consulta de las solicitudes de las instalaciones nucleares que requieren un acto específico de aprobación o apreciación favorable por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, Secretario General o direcciones técnicas de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Se implantó el sistema de gestión de efluentes líquidos y gaseosos y el sistema de flujo documental para los informes de evaluación de instalaciones radiactivas.

Se desarrollaron nuevas versiones de los sistemas de gestión de licencias de personal y de gestión de expedientes de contratación.

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 2002 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 2002.

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 inglés y de procesos de formación sobre el manejo de herramientas y recursos informáticos por parte del personal del CSN.

Al final del ejercicio, la actuación formativa del Consejo registró 1.002 asistentes, alcanzando una media de 2,32 asistencias por persona.

El número global de horas dedicadas a la formación del personal fue de 18.553 y el coste total de 466.370 euros.

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

Ceses:
Por Real Decreto 869/2002, de agosto, se dispuso el cese, a petición propia, de don José Ignacio Lequerica Pérez como Director Técnico de Protección Radiológica.

Nombramientos:
Durante el año 2002 el Consejo de Seguridad Nuclear acordó los siguientes nombramientos de subdirectores:

- El 24 de abril, D. José Ignacio Calvo Molins Subdirector General de Tecnología Nuclear.
- El 17 de julio, D. Juan Carlos Lentijo Lentijo, Subdirector General de Protección Radiológica Ambiental y D. Eugenio Gil López, Subdirector General de Emergencias.

12.2.2. Personal funcionario

Durante el año 2002 se convocaron procesos selectivos para la provisión de siete puestos por el sistema de libre designación y veintisiete a través del sistema de concurso de méritos.

Por acuerdo de 27 de noviembre de 2002, el Consejo aprobó la actualización de los complementos específicos del personal funcionario, con efectos de 1 de diciembre de 2002.

Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

Por resolución de 16 de junio de 2002 se nombraron cinco funcionarios de carrera, finalizando el proceso selectivo de acceso por turno libre convocado el 20 de mayo de 2001.

Por resolución de 9 de mayo de 2002 fue nombrado un funcionario de carrera finalizando el proceso selectivo de acceso por turno de promoción interna convocado el 4 de septiembre de 2001.

Por resolución de 6 de noviembre de 2002 fueron nombrados cinco funcionarios interinos, plazas que fueron convocadas el 2 de septiembre de 2002.

En el marco de la *Oferta de empleo público* para el año 2002, se convocaron pruebas selectivas para el ingreso en la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, ofertándose cuatro plazas en turno libre y una en turno de promoción interna.

12.2.3. Personal laboral

Como resultado del concurso de traslados convocado el 27 de julio de 2002 por la Secretaria de Estado para la Administración Pública para cubrir vacantes de distintas categorías dentro del ámbito de aplicación del convenio único, se cubrieron las 12 plazas ofertadas por el Consejo, causando baja dos efectivos.

En el marco del proceso de consolidación de empleo temporal que se está llevando a cabo en la Administración del Estado, superaron las pruebas de consolidación dos técnicos de Sistemas de Cálculo Nuclear. Por otra parte, se convocó el 26 de septiembre de 2002 un concurso oposición para consolidar dos plazas de operarios de Servicios Generales.

12.2.4. Medios humanos al 31 de diciembre de 2001

A 31 de diciembre de 2002, 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 47,76% del total de la plantilla.

En la figura 12.1 se presenta la titulación de la plantilla y en la figura 12.2 la distribución del personal del Organismo por edades.

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 de 2002, se cifró en un total de 36.050 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 6,1% tabla 12.1.

Figura 12.1. Titulación del personal del CSN

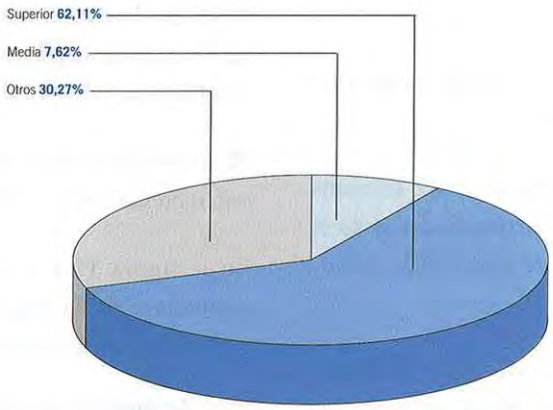
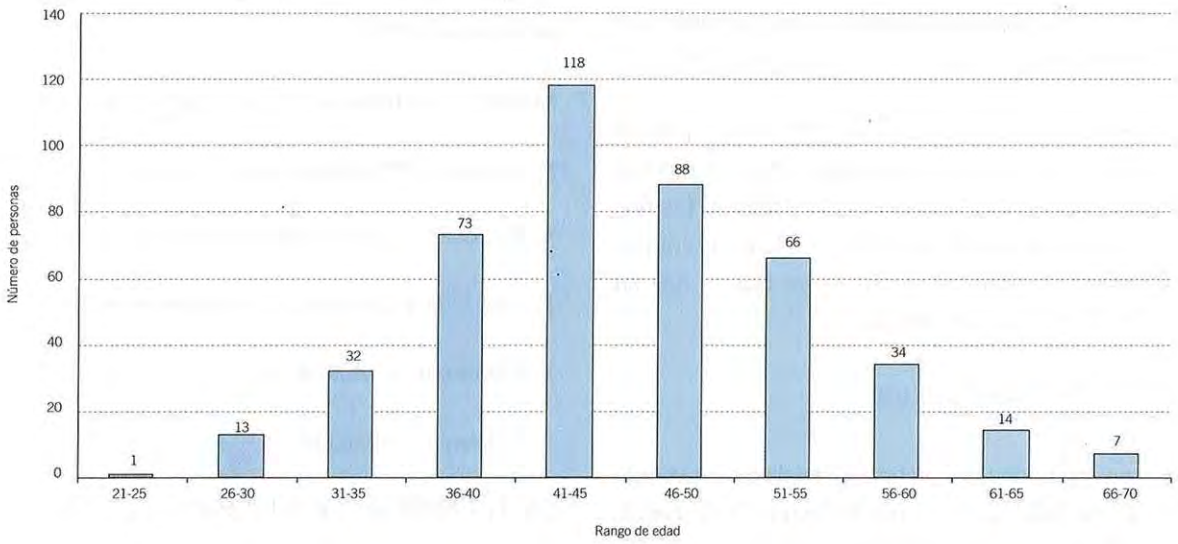


Figura 12.2. Distribución por edad del personal del CSN



12.3.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2002

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 -1,30%, tal como se refleja en la tabla 12.1.1. El grado de ejecución por capítulos, eliminada la incidencia de las operaciones financieras (capítulo VIII), 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 31.237 miles de euros, de los que 31.170 miles de euros (99,7%), correspondieron a operaciones no financieras. Del total de "Derechos Reconocidos Netos",

Tabla 12.1. Presupuestos iniciales y definitivos de 2001 y 2002 (euros)

Presupuesto	Ejercicio 2001	Ejercicio 2002	Variación %
Presupuesto inicial	33.848.809,40	36.049.830,00	6,1
Presupuesto definitivo	33.848.809,40	36.049.830,00	6,1

Tabla 12.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos 2001 y 2002

Capítulos		Previsiones definitivas 2001 (1)	Previsiones definitivas 2002 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Derechos reconocidos netos 2001 (3)	Derechos reconocidos netos 2002 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
III	Tasas y precios publicos	29.742.316,06	29.249.250,00	-1,60	28.951.142,74	28.671.451,12	-0,90
IV	Transferencias corrientes	1.697.312,27	1.712.700,00	0,80	1.706.447,66	1.707.287,31	0,00
V	Ingresos patrimoniales	480.809,68	601.010,00	19,90	899.699,54	731.180,31	-23,00
VI	Enajenación de inversiones reales	0,00	600,00	100,00	0,00	1.615,61	100,00
VII	Transferencias de capital	60.101,21	60.100,00	0,00	60.101,21	60.100,00	0,00
VIII	Activos financieros	54.091,09	54.090,00	0,00	53.680,65	64.945,24	17,30
	Total	32.034.630,31	31.677.750,00	-1,10	31.671.071,80	31.236.579,59	-1,30

Tabla 12.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos 2001 y 2002

Capítulos		Créditos definitivos 2001 (1)	Créditos definitivos 2002 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Obligaciones reconocidas netas 2001 (3)	Obligaciones reconocidas netas 2002 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
I	Gastos de personal	18.318.602,53	19.027.570,00	3,70	16.447.939,72	17.641.648,35	6,70
II	Gastos en bienes corrientes y servicios	8.696.879,54	9.003.230,00	3,40	7.682.427,76	7.985.742,95	3,70
III	Gastos financieros	15.025,30	6.010,00	-150,00	2.128,68	1.200,00	-77,30
IV	Transferencias corrientes	2.164.124,39	2.278.230,00	5,00	1.636.058,13	1.699.031,46	3,70
VI	Inversiones reales	4.512.939,79	5.653.640,00	20,10	3.891.862,79	3.046.549,39	-27,70
VII	Transferencias de capital	60.101,21	0,00		21.167,65	0,00	
VIII	Activos financieros	81.136,63	81.150,00	0,00	75.835,45	71.163,29	-6,50
	Total	33.848.809,39	36.049.830,00	6,10	29.757.420,18	30.445.335,44	2,20

28.671 son capítulo III (tasas, precios públicos y otros ingresos) que sobre las previsiones definitivas de 29.249 suponen una ejecución del 98% no llegándose a cubrir con ellos el total de las obligaciones reconocidas.

Las transferencias corrientes de 1.707 miles de euros sobre unas previsiones definitivas de 1.713 miles de euros alcanzan una ejecución del 99,6%.

Por otra parte, los derechos ingresados netos alcanzaron la cantidad de 30.550 miles de euros, de los que 28.317 miles correspondieron al capítulo III *Tasas y Otros Ingresos*, lo que supuso un 92,6% con respecto a los ingresos totales y un 96,8% con respecto a las previsiones presupuestarias del citado capítulo.

Tabla 12.2. Ejecución del presupuesto de ingresos del CSN. Ejercicio 2002 (euros)

Artículo	Denominación	Previsiones definitivas	Derechos reconocidos	Derechos anulados	Derechos reconocidos netos	Derechos ingresados	Devolución de ingresos presupuestarios	Derechos ingresados netos	Deudores
30	Tasas	28.900.670,00	28.401.791,13	56.733,96	28.345.057,17	28.383.460,20	38.403,03	28.345.057,17	246.492,77
31	Precios Públicos	54.090,00							
38	Reintegros		18,93		18,93	18,93		18,93	
39	Otros Ingresos	294.490,00	326.375,02		326.375,02	218.554,40		218.554,40	107.820,62
	Total capítulo III	29.249.250,00	28.728.185,08	56.733,96	28.671.451,12	28.355.540,76	38.403,03	28.317.137,73	354.313,39
40	Transf.de Admon. del Estado	1.673.270,00	1.673.270,00		1.673.270,00	1.533.830,87		1.533.830,87	139.439,13
45	Transf. de CCAA	39.430,00	34.017,31		34.017,31	33.656,70		33.656,70	360,61
	Total capítulo IV	1.712.700,00	1.707.287,31		1.707.287,31	1.567.487,57		1.567.487,57	139.799,74
52	Intereses de Depósito	601.010,00	731.180,31		731.180,31	544.111,71		544.111,71	187.068,60
	Total capítulo V	601.010,00	731.180,31		731.180,31	544.111,71		544.111,71	187.068,60
61	Enajenación de inv reales	600,00	1.615,61		1.615,61	1.615,61		1.615,61	
	Total capítulo VI	600,00	1.615,61		1.615,61	1.615,61		1.615,61	
70	De Admon. del Estado	60.100,00	60.100,00		60.100,00	55.091,64		55.091,64	5.008,36
	Total capítulo VII	60.100,00	60.100,00		60.100,00	55.091,64		55.091,64	5.008,36
83	Reint. Prestamos fuera S.P.	54.090,00	64.945,24		64.945,24	64.945,24		64.945,24	
87	Remanente de Tesorería	4.372.080,00							
	Total capítulo VIII	4.426.170,00	64.945,24		64.945,24	64.945,24		64.945,24	
	Total general	36.049.830,00	31.293.313,55	56.733,96	31.236.579,59	30.588.792,53	38.403,03	30.550.389,50	686.190,09

Tabla 12.3. Ejecución por capítulos del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2002 (euros)

Capítulos	Previsiones finales (1)	Derechos reconocidos netos (2)	Derechos ingresados netos (3)	% 2/1	% 3/2	% 3/1	% 3/4
III	29.249.250,00	28.671.451,12	28.317.137,73	98	98,7	96,8	92,6
IV	1.712.700,00	1.707.287,31	1.567.487,57	99,6	91,8	91,5	5,1
V	601.010,00	731.180,31	544.111,71	121,6	74,4	90,5	1,7
VI	600,00	1.615,61	1.615,61	269,2	100	269,2	
VII	60.100,00	60.100,00	55.091,64	100	91,6	91,6	0,1
VIII	54.090,00	64.945,24	64.945,24	120	100	120	0,2
Totales	31.677.750,00	31.236.579,59	30.550.389,50 (4)	98,6	97,8	96,4	100

12.3.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos. Ejercicio 2002

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 2,20% 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 2002 (euros)

Artículo	Denominación	Crédito inicial	Modificaciones	Crédito final	Gastos comprometidos	Total obligaciones	Remanente de créditos	Total de pagos
10	Altos cargos	651.740,00	3.000,00	654.740,00	629.392,09	629.392,09	25.347,91	629.392,09
11	Personal eventual Gabinete	607.880,00	192.266,00	800.146,00	778.029,55	778.029,55	22.116,45	778.029,55
12	Funcionarios	10.788.990,00	-437.065,00	10.351.925,00	9.664.982,59	9.664.982,59	686.942,41	9.664.982,59
13	Laborales	2.020.360,00		2.020.360,00	1.807.140,02	1.807.140,02	213.219,98	1.807.140,02
15	Incentivo rendimiento	1.398.430,00	241.799,00	1.640.229,00	1.640.010,45	1.640.010,45	218,55	1.640.010,45
16	Cuotas sociales	3.560.170,00		3.560.170,00	3.134.497,54	3.122.093,65	425.672,46	3.113.701,10
	Total capítulo I	19.027.570,00	0,00	19.027.570,00	17.654.052,24	17.641.648,35	1.373.517,76	17.633.255,80
20	Arrendamientos	82.330,00		82.330,00	80.203,58	80.203,58	2.126,42	80.203,58
21	Reparación y conservación	1.015.620,00		1.010.620,00	1.013.004,29	991.386,59	2.615,71	972.372,87
22	Materiales, suministros y otros	6.443.830,00		6.443.830,00	5.910.709,08	5.523.040,44	459.273,73	5.372.403,96
23	Indemnización por razón del servicio	1.039.990,00	151.000,00	1.190.990,00	1.190.221,64	1.190.221,64	768,36	1.120.263,44
24	Gastos publicaciones	270.460,00		270.460,00	245.434,76	200.890,70	25.025,24	182.860,60
	Total capítulo II	8.852.230,00	151.000,00	9.003.230,00	8.439.573,35	7.985.742,95	489.809,46	7.728.104,45
35	Intereses demora y otros gastos fijos	6.010,00		6.010,00	1.200,00	1.200,00	4.810,00	1.200,00
	Total capítulo III	6.010,00		6.010,00	1.200,00	1.200,00	4.810,00	1.200,00
41	A organismos autónomos administrativos		35.650,00	35.650,00	19.700,00	19.700,00	15.950,00	19.700,00
44	A empresas públicas y otros estamentos	63.090,00	3.950,00	67.040,00	44.010,00	44.010,00	23.030,00	44.010,00
45	A comunidades autónomas	1.593.720,00	-65.500,00	1.528.220,00	1.050.504,18	1.050.504,18	477.715,82	1.050.504,18
48	A famil. e instituciones sin fin de lucro	507.970,00	-125.100,00	382.870,00	334.319,48	322.299,20	48.550,52	320.092,28
49	Al exterior	264.450,00		264.450,00	262.518,08	262.518,08	1.931,92	252.792,35
	Total capítulo IV	2.429.230,00	-151.000,00	2.278.230,00	1.711.051,74	1.699.031,46	567.178,26	1.687.098,81
62	Inversión nueva	1.595.240,00	-300.000,00	1.295.240,00	1.143.619,71	715.418,95	151.620,29	710.797,83
63	Inversión de reposición	752.830,00	300.000,00	1.052.830,00	940.352,55	765.864,95	94.477,45	719.332,35
64	Inversiones de carácter inmaterial	3.305.570,00		3.305.570,00	1.804.958,23	1.565.265,49	1.447.694,08	1.547.521,43
	Total capítulo VI	5.653.640,00	0,00	5.653.640,00	3.888.930,49	3.046.549,39	1.693.791,82	2.977.651,61
83	Concesión préstamo fuera S.P.	78.140,00		78.140,00	71.163,29	71.163,29	6.976,71	71.163,29
84	Constitución de fianzas	3.010,00		3.010,00			3.010,00	
	Total capítulo VIII	81.150,00		81.150,00	71.163,29	71.163,29	9.986,71	71.163,29
	Total general	36.049.830,00	0,00	36.049.830,00	31.765.971,11	30.445.335,44	4.139.094,01	30.098.473,96

Tabla 12.5. Grado de ejecución de las obligaciones reconocidas. Ejercicio 2002 (euros)

Capítulos	Crédito definitivo	Obligaciones reconocidas	% ejercicio
I Gastos de personal	19.027.570,00	17.641.648,35	92,7
II Gastos corrientes bienes servicios	9.003.230,00	7.985.742,95	88,6
III Gastos financieros	6.010,00	1.200,00	19,9
IV Transferencias corrientes	2.278.230,00	1.699.031,46	74,5
Total operaciones corrientes	30.315.040,00	27.327.622,76	90,1
VI Inversiones reales	5.653.640,00	3.046.549,39	53,8
Total operaciones de capital	5.653.640,00	3.046.549,39	53,8
VIII Activos financieros	81.150,00	71.163,29	87,6
Total operaciones financieras	81.150,00	71.163,29	87,6
Total general	36.049.830,00	30.445.335,44	84,4

En la tabla 12.4 se incluyen los gastos comprometidos, por importe de 31.766 miles de euros, que supusieron un 88,1% de las previsiones presupuestarias definitivas.

Es de destacar, en la tabla 12.4, que el total de obligaciones reconocidas ascendió a la cantidad de 30.445 miles de euros, lo que supuso un 84,4% de ejecución sobre el presupuesto definitivo de 36.050 miles de euros.

12.3.2. Aspectos financieros

12.3.2.1. Cuenta de resultados. Ejercicio 2002

La cuenta de resultados recoge los gastos e ingresos, clasificados por su naturaleza económica, que se producen como consecuencia de las operaciones presupuestarias y no presupuestarias, realizadas por el CSN en un período determinado, tabla 12.6.

Como se puede apreciar, los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que

Tabla 12.6. Cuenta de resultados. Ejercicio 2002 (euros)

Subgrupo	Denominación	Debe	Haber	%G	%D	%H
64	Gastos de personal	17.438.811,92		56,6	55,9	
62	Servicios exteriores	9.579.704,53		31,0	30,7	
63	Tributos	21.561,23		0,0	0,0	
65	Transferencias y subvenciones	1.699.031,46		5,5	5,4	
66	Gastos financieros	1.200,42		0,0	0,0	
67	Pérdidas y gastos extraordinarios	76.486,39		0,2	0,0	
68	Dotación para amortizaciones	1.816.224,31		5,8	5,8	
69	Variación provisiones	172.782,25		0,5	0,0	
	Total grupo 6	30.805.802,51		100,0		
74	Tasa y precios públicos		28.345.057,17			90,9
75	Transferencias y subv. corrientes		1.767.387,31			5,6
76	Otros ingresos financieros		731.982,37			2,3
77	Otros ingresos gestión ordinaria		327.546,46			1,0
	Total grupo 7		31.171.973,31			
	Resultado positivo	366.170,88			1,1	
	Total general	31.171.973,31	31.171.973,31		100,0	100,0

representaron el 56,6% 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 31,0%, cuyos componentes fundamentales fueron los servicios de profesionales independientes, los gastos de mantenimiento y las comunicaciones.

En tercer lugar aparecen las dotaciones para las amortizaciones 5,8%.

En cuarto lugar están las transferencias y subvenciones 5,5% que recogen las transferencias a comunidades autónomas, las becas y las subvenciones a instituciones sin fines de lucro.

Por último, el resto de los gastos representa un 0,7% y recoge las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

En cuanto a los ingresos, la tasa por servicios prestados fue la principal fuente de financiación del

Tabla 12.7. Balance de situación. Ejercicio 2002 (euros)

Activo	
Inmovilizado material	
Terrenos y construcciones	19.272.823,20
Instalaciones técnicas y maquinaria	4.192.494,49
Mobiliario y utillaje	2.420.013,21
Otro inmovilizado material	5.375.935,30
Menos amortizaciones	-11.740.684,87
Total inmovilizado material	19.520.581,33
Inmovilizado inmaterial	
Propiedad Industrial	1.315,57
Aplicaciones informáticas	4.404.981,24
Menos amortizaciones	-3.644.895,98
Total inmovilizado inmaterial	761.400,83
Inversiones financieras permanentes	
Otras inversiones y créditos a largo plazo	11.691,69
Total inversiones financieras permanentes	11.691,69
Deudores	
Deudores presupuestarios	1.089.563,86
Deudores no presupuestarios	158.853,72
Menos provisiones	-336.915,41
Total deudores	911.502,17
Inversiones financieras temporales	
Otras inversiones y créditos a corto plazo	54.335,37
Fianzas y depósitos a corto plazo	3.906,58
Total inversiones financieras temporales	58.241,95
Tesorería	20.303.651,38
Ajustes por periodificación	34.599,80
Total general	41.601.669,15

Pasivo	
Fondos propios	39.034.364,54
Patrimonio	36.986.122,78
Resultados de ejercicios anteriores	1.682.070,96
Resultados del ejercicio	366.170,80
Acreedores presupuestarios	525.565,66
Acreedores no presupuestarios	11.415,44
Administraciones públicas	1.052.245,27
Otros acreedores	978.078,24
Total acreedores a corto plazo	2.567.304,61
Total general	41.601.669,15

CSN, representando un 90,9% del total, correspondiendo el restante 9,1% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

El resultado del ejercicio arroja un resultado positivo de 366 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 2002, figura en la tabla 12.8.

Tabla 12.8. La composición interna del activo y el pasivo. Ejercicio 2002 (euros)

Activo	**Importe**	**%**
Inmovilizado material	19.520.581,33	46,9
Inmovilizado inmaterial	761.400,83	1,8
Inversiones financieras permanentes	11.691,69	0,0
Deudores	911.502,17	2,1
Inversiones financieras temporales	58.241,95	0,1
Tesorería	20.303.651,38	48,8
Ajustes por periodificación	34.599,80	0,0
Total	41.601.669,15	100,0
Pasivo		
Fondos propios	39.034.364,54	93,8
Acreedores a corto plazo	2.567.304,61	6,1
Total	41.601.669,15	100,0

Tabla 12.9. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2002

	Consejo	**Secretaría General**	**Direcciones técnicas**	**Total**
Altos cargos	5	1	1	7
Funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica	3	17	175	195
Funcionarios de otras administraciones públicas	2	81	24	107
Personal eventual	29	–	–	29
Personal laboral	5	75	28	108
Totales	44	174	228	446