

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

Año 2001

CSN

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

Año 2001

Colección: Informes del CSN

Referencia: INF-03.01

© Copyright 2002, 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. 30.240-2002

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	84
1.3. Instalaciones radiactivas	103
2. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades	
2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica ...	117
2.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico	119
2.3. Servicios de dosimetría personal	119
2.4. Empresas externas	120
2.5. Licencias de personal	120
2.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas	124
2.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías, modelos o protocolos de verificación	124
2.8. Servicios médicos especializados	125
3. Residuos radiactivos	
3.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad	127
3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad	132
3.3. Gestión de residuos desclasificados	137
4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	
4.1. Central nuclear Vandellós I	141
4.2. Plantas de concentrados de uranio	149
4.3. Reactores de investigación Argos y Arbi	154
5. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la legislación nuclear	
5.1. Transportes	155
5.2. Fabricación de equipos radiactivos	160
5.3. Actividades en instalaciones no reguladas	161
6. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente	
6.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos	163
6.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental	172

7. Emergencias radiológicas y protección física	
7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional	193
7.2. Actuaciones del CSN en casos de emergencia	202
7.3. Planes de emergencia de las instalaciones.....	215
7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares .	216
8. Planes de investigación	
8.1. Plan del CSN y planes concertados con otras organizaciones	219
8.2. Programa de investigación en seguridad nuclear.....	221
8.3. Programa de investigación en protección radiológica.....	238
8.4. Valoración de las actividades realizadas	247
9. Reglamentación y normativa	
9.1. Desarrollo normativo nacional	249
9.2. Desarrollo normativo del CSN	251
9.3. Actividades normativas internacionales.....	252
10. Relaciones institucionales e internacionales	
10.1. Relaciones institucionales.....	255
10.2. Relaciones internacionales	270
11. Información y comunicación pública	
11.1. Introducción.....	283
11.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas	283
11.3. Centro de información	286
11.4. Edición de publicaciones	289
11.5. El CSN en Internet.....	290
11.6. Otras actividades.....	291
12. Gestión de recursos	
12.1. Modificación de la estructura orgánica básica del CSN ...	293
12.2. Mejora de la organización	298
12.3. Aspectos económicos y financieros.....	300

1. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones

1.1. Centrales nucleares

1.1.1. Aspectos generales

1.1.1.1. Marco legislativo y reglamentario

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

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

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

En desarrollo del régimen fundamental descrito se han dictado, entre otros, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, por medio del Real Decreto 1836/1999, y el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, por medio del Real Decreto 53/1992. Este último ha quedado derogado por el Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el nuevo Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, en el que se traspone la Directiva 96/29/EURATOM, que recoge los nuevos criterios recomendados en la publicación número 60 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica.

1.1.1.2. Sistema de inspección y evaluación

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

El CSN está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. El objetivo de esta misión 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,

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	2.900	3.010	1.381	3.015
Potencia eléctrica (MW)	160	U-1: 973,5 U-2: 982,6	U-1: 1.028 U-2: 1.014,8	1.081,7	1.066	466	1.025,4
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

o recabando nuevos datos cuando se estima necesario.

- Apercebimientos a los titulares, si se detecta una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, informándoles de los mecanismos correctores.
- 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 65 sucesos y sólo uno de ellos se clasificó como nivel 1 y el resto como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES). Los sucesos clasificados en el nivel 1 (el nivel de incidente más bajo, en una escala que va desde 1 a 7) son el resultado de anomalías en el régimen de funcionamiento autorizado que, aun cuando no tienen un impacto significativo, revelan

Tabla 1.2. Resumen de los datos de las centrales nucleares correspondientes a 2001

	José Cabrera	Almaraz I/II	Ascó I/II	Vandellós II	Trillo	Garoña	Cofrentes
Autorización vigente	15-10-99	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	10/10	10/10	10	5	10	10
Número de inspecciones	21	32	28	21	18	31	26
Producción (GWh) I/II	1.126,69	8.458,35 7.884,75	8.121,09 8.159,44	9.375,90	8.425,63	3.575,31	8.587,45
Paradas de recarga I/II	28-07-01 10-09-01	12-10-01 02-11-01 (U-II)	08-09-01 05-10-01 (U-I) 24-02-01 22-03-01 (U-II)		31-03-01 25-04-01	04-03-01 16-04-01	
Simulacro emergencia	28-03-01	24-05-01	28-11-01	19-09-01	12-12-01	20-06-01	25-04-01
Supervisores	13	24	24	14	15	17	13
Operadores	13	33	35	16	18	14	14
Jefes de servicio de protección radiológica	2	2	3	2	2	2	3

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 durante 2001.

En concreto, el suceso que sobrepasó este umbral, siendo clasificado como nivel 1, fue el ocurrido en la central nuclear de Trillo el 15 de abril de 2001, debido a la pérdida de estanqueidad de la junta inflable de la piscina de combustible, durante una prueba de integridad de contención en que se suspendió el suministro continuo de aire a dicha junta. La falta de estanqueidad del sistema originó su despresurización, el desinflado de la junta y el vaciado parcial de la piscina de combustible hacia la cavidad del reactor. El nivel quedó fuera de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento,

pero no estuvo amenazada la función de refrigeración de los elementos combustibles gastados.

De los 65 sucesos notificados, seis fueron considerados potencialmente significativos por el Panel de Revisión de Incidentes (PRI) del CSN. 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.

1.1.1.4. Temas genéricos

Se define como tema genérico un problema identificado de seguridad que puede afectar a varias centrales y que, por lo general, se descubre tras el análisis de accidentes o incidentes ocurridos durante la operación de las instalaciones nucleares, o como resultado de programas específicos de investigación.

Los titulares de las instalaciones nucleares españolas, además de analizar la aplicabilidad de los temas genéricos que identifica el CSN como resultado del seguimiento que lleva a cabo de la experiencia operativa nacional e internacional, también incluyen aquellos emitidos por la NRC de Estados Unidos (caso de las instalaciones de diseño estadounidense) y por las autoridades alemanas (KTA, GRS, SSK) para el caso de Trillo. Si el CSN concluye que un tema es aplicable a una instalación española, independientemente del origen de su diseño, solicita su análisis.

Para aquellos temas genéricos más importantes para la seguridad, el CSN requiere inmediatamente su análisis y evaluación, pudiendo llevar a cabo inspecciones para comprobar la bondad del análisis realizado, así como de las acciones correctoras implantadas y sus plazos de ejecución.

Cada central remite al CSN información anual en la que debe quedar constancia documental del análisis sistemático de estos temas genéricos. En la información remitida, 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 CSN evalúa la idoneidad de los análisis realizados, de las acciones correctoras propuestas y de los plazos previstos de implantación, de acuerdo a la importancia de cada tema genérico, incluyendo su revisión como parte de las inspecciones que regularmente lleva a cabo.

Durante el año 2001 el suceso de la central nuclear de Cofrentes, notificado como ISN 8/01 “Disparo del generador diesel división 1, durante prueba semestral” ha dado lugar a su seguimiento como tema genérico por parte del Consejo, ya que la existencia de procedimientos de vigilancia con precondicionamiento del equipo probado, pusieron de manifiesto la práctica establecida en dicha

central de ejecutar gamas de mantenimiento previas como parte de los requisitos de vigilancia de las ETFs. El hecho de realizar gamas de mantenimiento preventivo inmediatamente antes de ejecutar los requisitos de vigilancia, supone un precondicionamiento de los equipos y, por tanto, altera el resultado de las pruebas, modificando las conclusiones reales.

A petición del CSN, todas las centrales españolas están procediendo a revisar todos los procedimientos de vigilancia que en la actualidad se realizan con algún tipo de precondicionamiento, así como la sistemática de mantenimiento preventivo que suponga un precondicionamiento de estructuras, componentes y sistemas previos a la ejecución de requisitos de vigilancia.

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.

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

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

Cada central remite un informe anual de experiencia operativa en el que se reflejan los resultados de esos análisis. El CSN evalúa su contenido, si el análisis es correcto y si el plazo transcurrido entre la identificación de un tema y su resolución es adecuado.

Aproximadamente 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 NEA y el 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. En el año 2001 no se emitieron informes IRS en España.

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 Estados Unidos, así como para seguir la evolución histórica de cada indicador en el parque español en su conjunto o individualmente. A partir del 2001, debido a la no disponibilidad de los datos correspondientes a las centrales de Estados Unidos, el informe de indicadores cubre únicamente el segundo objetivo.

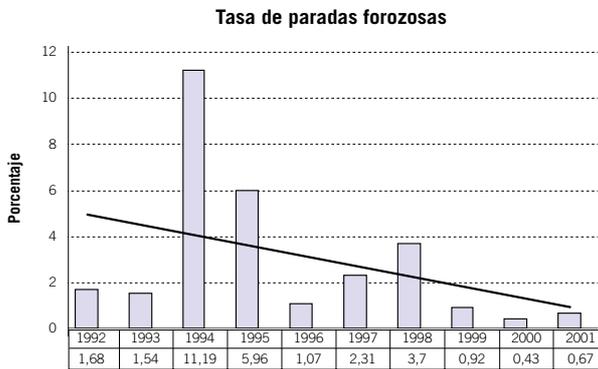
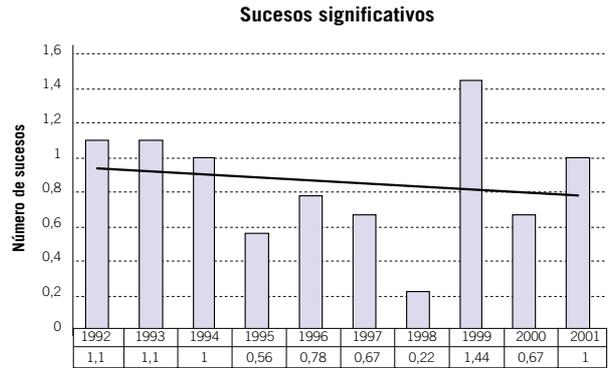
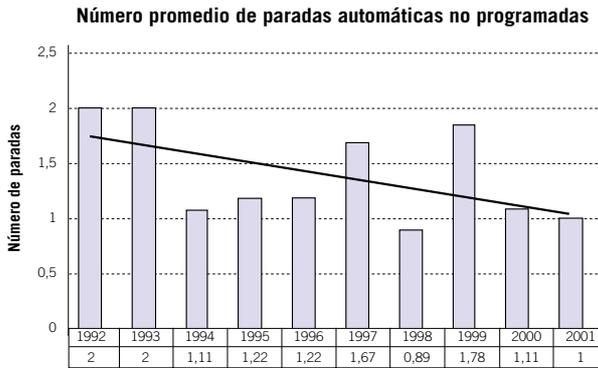
Los indicadores que tiene en cuenta el programa son:

- Promedio de paradas automáticas del reactor.
- Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad.
- Promedio de sucesos significativos.
- Promedio de fallos de sistemas de seguridad.
- Tasa de paradas forzosas.
- Promedio de paradas forzosas debido a fallo de equipo por 1000 horas crítico.
- Promedio de exposición colectiva a la radiación.

En la figura 1.1 se presenta la evolución de los indicadores de funcionamiento del conjunto de las centrales españolas en los últimos 10 años.

Entre los principales hallazgos del programa del año 2001 a nivel global, cabría destacar lo siguiente:

Figura 1.1. Indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares



- Todos los indicadores, a excepción de fallos de sistemas de seguridad, manifiestan una tendencia clara a la baja a lo largo de los diez años analizados. Estas tendencias se pueden observar también si se restringe el análisis a los tres últimos años.
- Se ha constatado un error en los datos del indicador sucesos significativos cargados en el programa, correspondientes a los primeros años (1992 y 1993). Esto ha provocado un cambio en las tendencias obtenidas para este indicador, respecto a lo informado en años anteriores según se expone en el punto siguiente.
- Se observa que el número de sucesos significativos manifiesta una ligera tendencia a la baja a lo largo de los últimos 10 años. No obstante, se observa un incremento considerable en la contribución del número de sucesos significativos ocurridos durante las paradas; esto podría ser atribuido a la reducción por parte de los titulares de los tiempos dedicados a las recargas de combustible, reducción que hace aumentar el número de errores durante las pruebas de vigilancia. Aunque como se menciona, el indicador global manifiesta una tendencia a la baja, se va a iniciar un seguimiento específico del mismo durante las paradas y solicitar a los titulares la realización de análisis de causa raíz para identificar y corregir esta contribución parcial negativa.
- Un ligero aumento en el indicador de *fallos de sistemas de seguridad*, que representa la inoperabilidad momentánea de éstos y que, en ningún caso llega a la unidad por año. Analizado este indicador en detalle, se observa al igual que en el caso de los sucesos significativos, que este aumento se concentra fundamentalmente en las paradas, aunque se observa en menor medida a potencia. Esto nos permite argumentar del mismo modo, y considerar la reducción de los tiempos dedicados a recargas de combustible

como la principal causa de este incremento parcial. Por esta razón, se va a iniciar el seguimiento específico de este indicador durante paradas, en conjunción con el de *sucesos significativos*.

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 tendencia al alza de causas administrativas en parada y de errores de personal con licencia en parada. De nuevo argumentamos que su origen puede radicar en la reducción de los tiempos dedicados a las recargas de combustible, lo que conllevaría un aumento de estos dos indicadores de causa.
- El indicador de errores de otro personal manifiesta una tendencia decreciente tanto a potencia como en parada.
- Un aumento de las causas de mantenimiento a potencia, las cuales incluyen en su definición los fallos de equipos y componentes no atribuibles al diseño.

Estas tendencias serán objeto de seguimiento especial para adoptar las medidas que se estimen necesarias.

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 2001 fueron:

- Implantación de medidas para la gestión de accidentes severos. Con fecha 1 de enero de 2001 se han implantado las guías de gestión de accidentes severos en las centrales José Cabrera, Santa María de Garoña, Almaraz y Vandellós II. En la central de Cofrentes entraron en vigor en octubre de 2000, en el arranque tras la parada de recarga. En la central de Ascó entraron en vigor en febrero de 2001, al haber aceptado el CSN una solicitud de la central de aplazamiento hasta esa fecha por problemas de calendario para completar la formación del personal. En la central de Trillo se implantarán en el año 2002, ya que es necesario realizar algunas modificaciones de diseño para poder aplicar las guías de gestión de accidentes severos. Se han realizado inspecciones sobre este tema a las centrales de Almaraz, Ascó y Garoña.
- Revisión de las bases de diseño y actualización del estudio de seguridad. Se ha completado para todas las centrales dentro del año 2000, habiendo remitido ese mismo año la revisión actualizada del estudio de seguridad, realizada

como consecuencia de este programa las centrales de José Cabrera, Almaraz, Cofrentes y Vandellós II. Las centrales de Ascó y Santa María de Garoña lo remitieron en el año 2001. La central de Trillo realizó la revisión de las bases de diseño dentro del programa AEOS, finalizado en 1997, y remitió la actualización del estudio de seguridad como consecuencia del mismo en noviembre de 1999.

- Mejora de la formación y el entrenamiento del personal de operación. En relación con los simuladores de entrenamiento, están en desarrollo los requeridos a las centrales de Ascó y Vandellós II que deberán estar operativos en el año 2003. La central de Trillo tendrá disponible el simulador de alcance total en el año 2004. La central de Santa María de Garoña ha presentado un proyecto para disponer de un simulador de alcance total en el año 2003, de manera que no tenga que desplazarse el personal a la central de Monticello en EEUU como sucede en la actualidad. La central de José Cabrera está desarrollando un simulador que estará operativo en el año 2002. En este último caso se ha aceptado que los paneles de control hayan sido sustituidos por pantallas digitales táctiles, considerando la duración de la autorización de explotación solicitada por el titular.
- Adicionalmente, para la mejora de la formación, está en fase avanzada de revisión la Guía de Seguridad 1.1 sobre formación del personal con licencia de operación y se está elaborando en colaboración con las centrales un documento sobre los requisitos de formación aplicables al personal de contrata.
- Definición y aplicación de programas de gestión de vida útil para todas las centrales nucleares, con el objetivo de vigilar y controlar el envejecimiento de los componentes importantes para garantizar el funcionamiento en condiciones de seguridad durante la vida de diseño de

40 años y más allá de la misma. En el año 2001 se ha realizado una inspección específica sobre este programa a la central de Ascó.

- Aplicación de un programa de revisiones periódicas de la seguridad (RPS) de todas las centrales cada diez años para completar la evaluación continua a que están sometidas. Durante el año 2001 se ha completado la evaluación de las RPS de Cofrentes y Ascó. De acuerdo con el procedimiento establecido por el CSN en los objetivos de su *Plan de Orientación Estratégica* de febrero de 1998, los informes correspondientes a cada central se presentan un año antes de que expiren las autorizaciones de explotación.

1.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento

El 1 de enero de 2001 se inició un nuevo periodo del programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales (ESFUC) para todas las centrales nucleares en operación. Está previsto que este periodo finalice en junio de 2002.

Como ya se avanzaba en el informe del año 2000, los resultados de los informes de evaluación sistemática del periodo anterior, que fueron elaborados y aprobados en el segundo semestre del año 2000, han sido tenidos en cuenta a la hora de realizar la planificación de los programas de inspección del año 2001.

De esta forma, se ha prestado mayor atención a las áreas que presentaron peores resultados relativos en su funcionamiento durante el periodo de evaluación considerado, tales como controles radiológicos en José Cabrera, mantenimiento y vigilancias en Trillo y Vandellós II e ingeniería y apoyo técnico en Cofrentes y Vandellós II.

Adicionalmente, el CSN remitió en febrero de 2001 un escrito a todos los titulares en el que, además de presentarles el informe final de eva-

luación ESFUC, se les solicitaba que notificasen las acciones de mejora adoptadas o previstas para el futuro de acuerdo con los resultados del programa.

Las respuestas de los titulares se recibieron en abril y en ellas se puede apreciar que la receptividad de los titulares ha sido muy positiva y que todos los aspectos identificados como susceptibles de mejorar estaban siendo tenidos en cuenta y se estaban adoptando acciones encaminadas a la mejora del funcionamiento y a subsanar las desviaciones detectadas.

Durante el año 2001 se han realizado 177 inspecciones a las centrales en operación y hasta el 31 de diciembre de 2001 se habían elaborado 74 informes de valoración parcial por los inspectores sobre los resultados obtenidos de las mismas, 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, sabotajes e incendios.

Hasta la finalización del periodo (30 de junio de 2002) se espera haber realizado aproximadamente 90 inspecciones más y disponer de unos 150 informes parciales de valoración realizados por los inspectores.

Está previsto que durante el segundo semestre del año 2002 se elaboren los informes correspondientes a cada una de las áreas funcionales de todas las centrales, a partir fundamentalmente del contenido de los informes de valoración parcial existentes, junto a otra información objetiva de aspectos que hayan tenido lugar durante el periodo que se tiene en cuenta para elaborar los mismos, tales como resultados de los indicadores de funcionamiento, experiencia operativa, incidentes operativos, apercibimientos y expedientes sancionados, etc.

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 nucleoelectrico, la aplicación práctica del principio de optimización (o principio Alara) se realiza a través de los denominados “Programas de Reducción de Dosis” que, en esencia, constituyen una estrategia para la gestión de los trabajos radiológicamente más relevantes, mediante la que:

1. Se identifican aquellas tareas que suponen un mayor riesgo radiológico.
2. Se preparan y planifican dichas tareas en función de las implicaciones radiológicas del trabajo a desarrollar.
3. Durante la ejecución de esas tareas se realiza el seguimiento necesario para identificar y controlar las desviaciones sobre la planificación previa y, si procede, tomar las acciones correctoras necesarias.

4. Se realiza una revisión posterior de los trabajos, analizando las desviaciones y sus causas con el objetivo de establecer futuras líneas de mejora.

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

En línea con estas nuevas tendencias en la aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica, el CSN dedicó sus esfuerzos desde 1991 a la definición de las pautas y criterios para asegurar dicho compromiso y a impulsar una doctrina cuyas bases se establecen en la Guía de Seguridad 1.12 del CSN, *Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares*. La puesta en práctica de dichas bases ha estado condicionada por las peculiaridades propias de las distintas organizaciones de explotación, aunque todas ellas han respondido a un mismo esquema general:

1. Un nivel directivo o gerencial responsable de impulsar y aprobar la cultura Alara y los objetivos de dosis, y de proporcionar los recursos necesarios para desarrollar esta política.
2. Un nivel de ejecutivos responsable de proponer la política Alara y los objetivos de dosis, así como revisar las iniciativas y analizar los resultados obtenidos, tomando acciones correctoras.

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

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

La puesta en práctica de esta doctrina se ha traducido en importantes modificaciones en las organizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas, en las que se han constituido comités multidisciplinares especialmente orientados a una eficaz implantación del principio Alara. Estos comités, en los que participan los responsables de los distintos departamentos de planta (mantenimiento, ingeniería, operación, protección radiológica, química, garantía de calidad, etc.), se reúnen periódicamente para concretar y planificar las acciones necesarias para cumplir con ese objetivo; en dichas reuniones se presta especial atención a 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 2001 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 2001 para el conjunto de las centrales nucleares, cabe destacar que fueron 6.532 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente ⁽¹⁾. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 4.559 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,48 mSv/año y considerando el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,96% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (3.741 mSv.persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.452 trabajadores y una dosis individual media de 1,57 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 818 mSv.persona, con un total de 2.142 trabajadores y una dosis individual media de 1,17 mSv/año.

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

1. Dado el elevado nivel de operatividad del banco dosimétrico nacional, los datos dosimétricos globales del sector nucleoelectrico, se obtienen directamente de dicho banco, 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	588,18	20
Ascó II	2.308	554,67	27
Almaraz II	2.036	309,09	15
Ascó I	2.308	687,53	30
Garoña	4.915	1.034	25
Trillo	831	210,092	25

(1) Promedio de las recargas realizadas en el periodo 1988-1993.

(2) Recarga del año 2001.

(3) El valor representa el porcentaje de la dosis colectiva de la última recarga respecto a la dosis promedio del periodo 1988-1993.

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 nucleoelectrico español, en las figuras 1.9.a y 1.9.b se muestra la evolución temporal de la dosis colectiva por tipo de reactor y año correspondientes a las centrales nucleares españolas y se comparan con los valores registrados en el ámbito internacional ⁽²⁾.

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

a) Reactores tipo PWR:

- La dosis colectiva por reactor correspondiente a 2001 es inferior a la correspondiente a 2000 lo

cual confirma la tendencia decreciente de los últimos años. Hay que indicar que en el año 2001 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad I y unidad II, Almaraz unidad II, Trillo, y José Cabrera.

- La situación en las centrales españolas está en consonancia con la de los países tecnológicamente más avanzados.

b) Reactores tipo BWR:

- La dosis colectiva por reactor correspondiente a 2001 es inferior a la correspondiente a 2000 lo cual confirma la tendencia decreciente de los últimos años. Hay que indicar que en el año 2001 se efectuó parada de recarga en central nuclear de Santa Maria de Garoña.

Las dosis colectivas por reactor/año han ido disminuyendo progresivamente 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 1999.

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	131	194	2,11
Santa Mª de Garoña	313	198	1,17
Almaraz	488	78	0,74
Ascó	382	63	0,48
Cofrentes	368	256	1,78
Vandellós II	248	6	0,54
Trillo	234	23	0,45

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	375	662	2,49
Santa Mª de Garoña	1.263	1.088	1,29
Almaraz	1.077	452	0,74
Ascó	1.234	1.112	1,58
Cofrentes	342	215	1,82
Vandellós II	460	22	0,39
Trillo	829	190	0,64

**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	506	856	2,39
Santa Mª de Garoña	1.576	1.286	1,27
Almaraz	1.565	530	0,74
Ascó	1.616	1.175	1,41
Cofrentes	710	471	1,80
Vandellós II	708	28	0,41
Trillo	1.063	213	0,61

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	2.142	818	1,17
Personal de contrata	4.452	3.741	1,57
Global	6.532	4.559	1,48

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

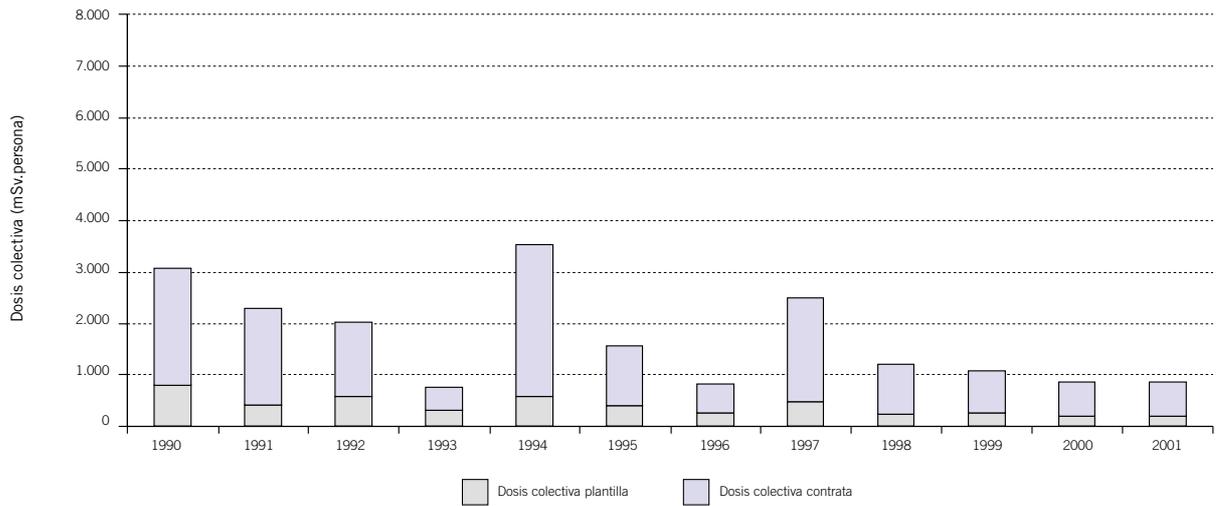


Figura 1.3. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Santa María de Garoña

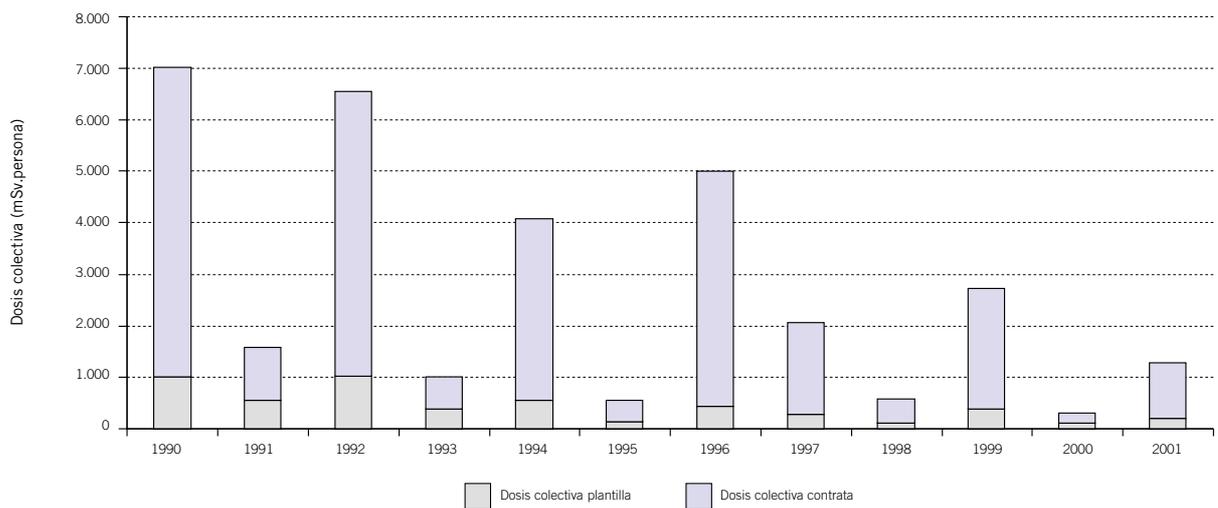


Figura 1.4. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Almaraz

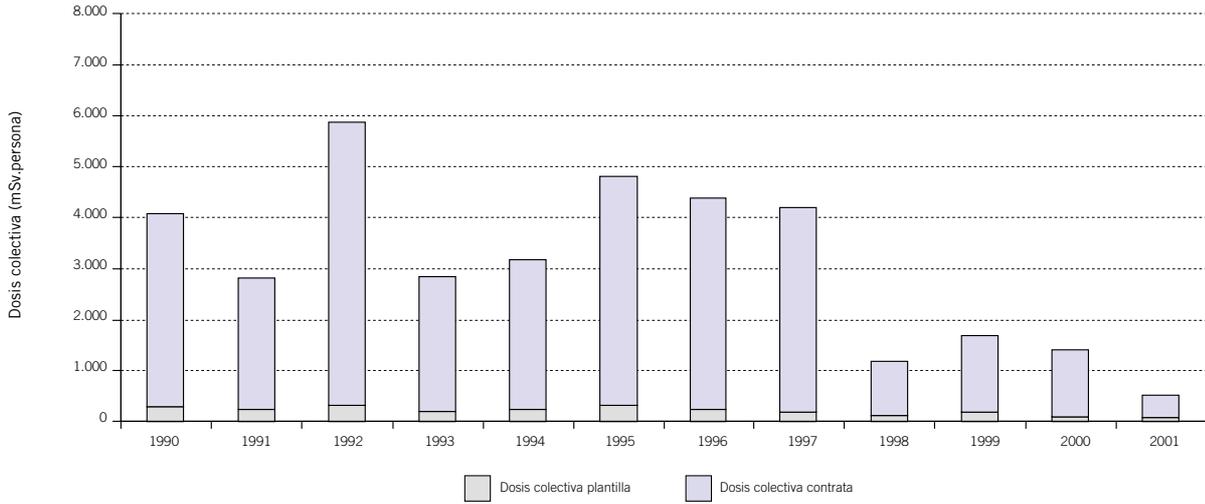


Figura 1.5. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Ascó

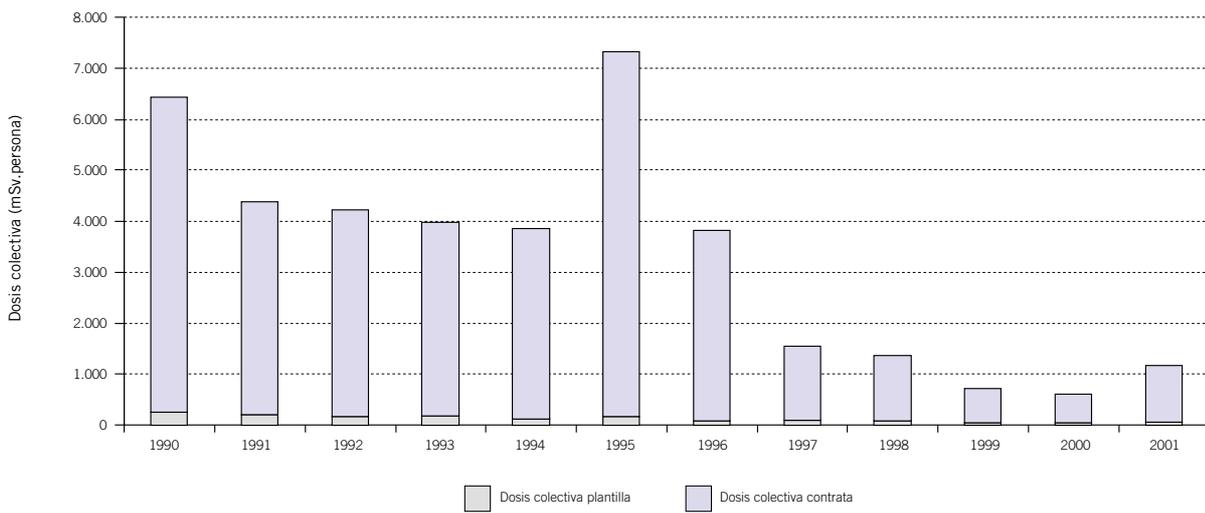


Figura 1.6. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Confrontes

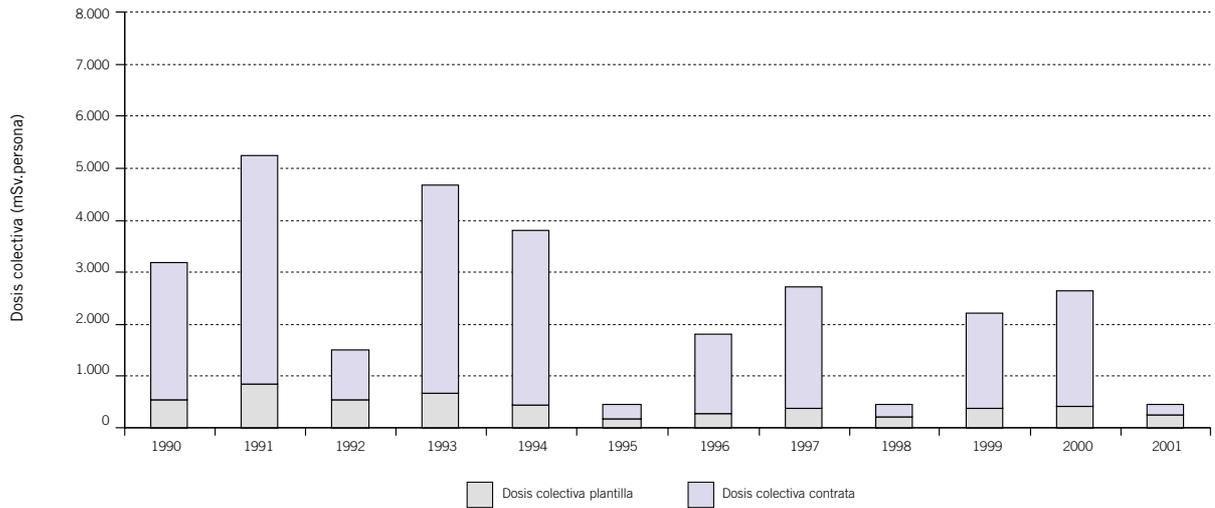


Figura 1.7. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Vandellós II

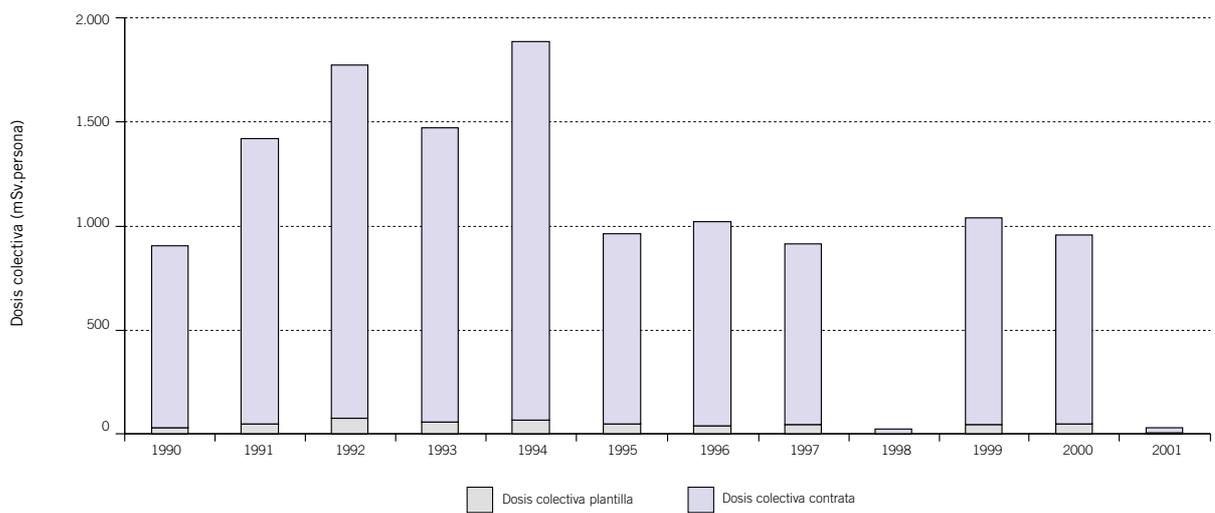


Figura 1.8. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Trillo

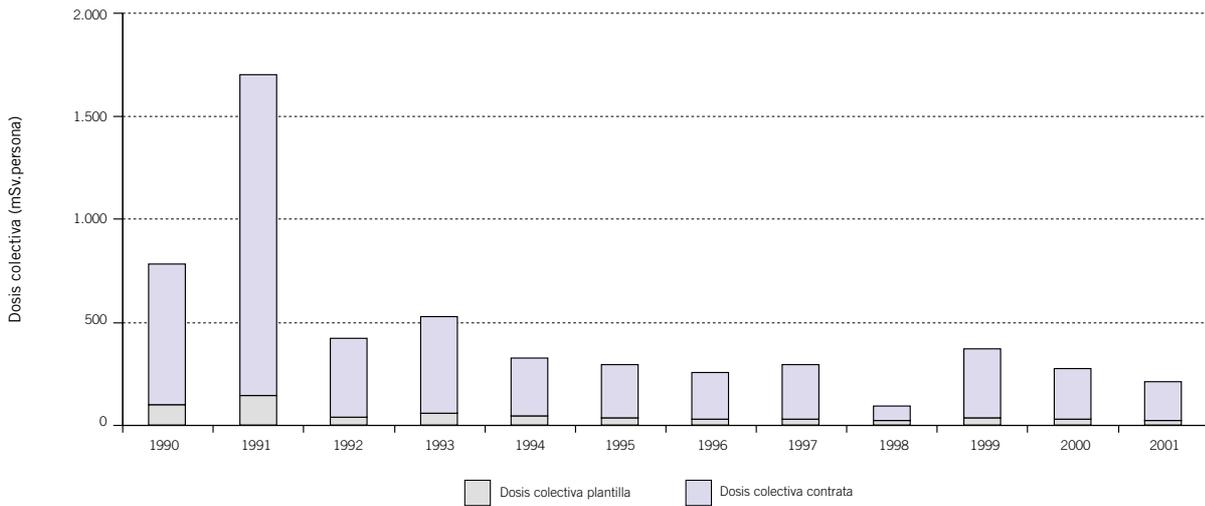
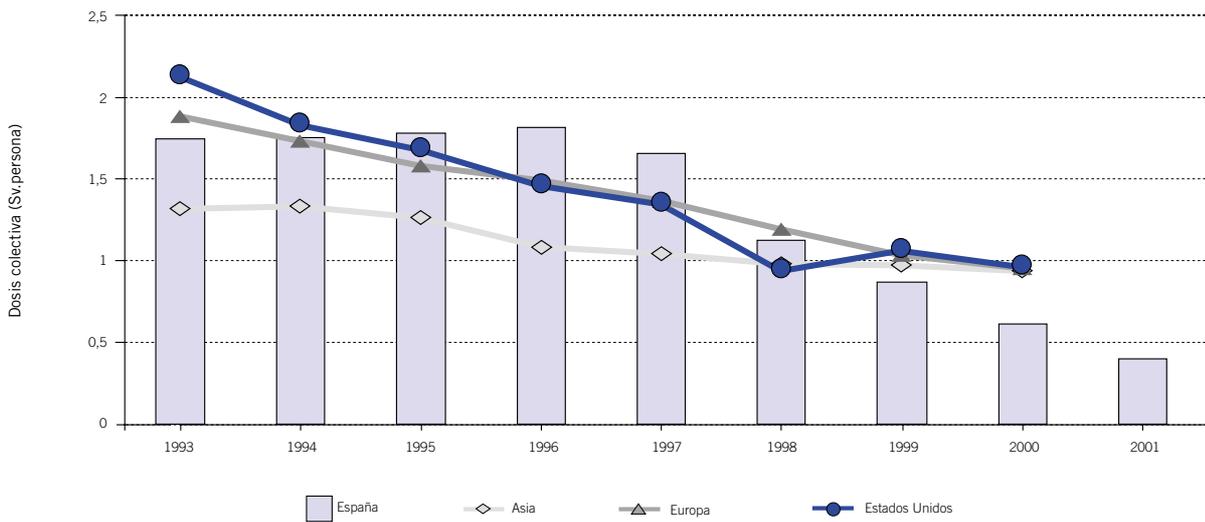
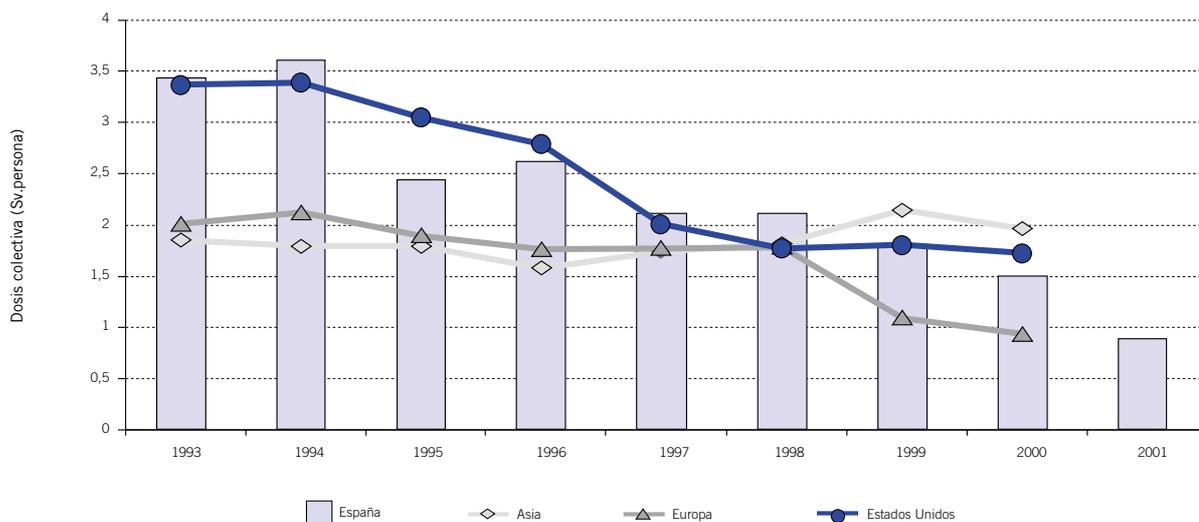


Figura 1.9a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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.

1.1.1.9. Vigilancia radiológica del medio ambiente

En el apartado 6.2.1 de este informe se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento de la vigilancia y control de los efluentes radiactivos en las centrales nucleares.

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

En la tabla 1.8 se presentan los datos de los vertidos líquidos y gaseosos emitidos por las distintas centrales nucleares durante el año 2001, mientras que en las figuras 1.10 a 1.25 se presenta su evolución desde el año 1991. 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 2001 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.

En la figura 1.26 se presenta la evolución de la dosis equivalente efectiva total debida a los vertidos de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de las centrales españolas desde el año 1991, comparándose los valores obtenidos con las restricciones y con los límites de dosis. Dichas dosis se han calculado para el individuo

Tabla 1.8. Actividad de los efluentes radiactivos (GBq)

Centrales PWR						
Central nuclear	José Cabrera	Almaraz I - II	Ascó I	Ascó II	Vandellós II	Trillo
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	1,01 10 ⁸	8,98 10 ⁹	1,17 10 ¹⁰	6,66 10 ⁹	1,82 10 ¹⁰	1,01 10 ⁹
Tritio	4,49 10 ¹²	4,92 10 ¹³	2,58 10 ¹³	2,37 10 ¹³	1,08 10 ¹³	2,00 10 ¹³
Gases disueltos	6,39 10 ⁷	4,77 10 ⁹	3,09 10 ⁷	8,29 10 ⁷	4,75 10 ⁸	(1)
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	1,45 10 ¹³	1,16 10 ¹²	1,25 10 ¹²	1,60 10 ¹²	1,69 10 ¹¹	2,55 10 ¹¹
Halógenos	1,12 10 ⁵	1,57 10 ⁷	LID	LID	1,77 10 ⁷	8,39 10 ⁵
Partículas	1,61 10 ⁶	1,77 10 ⁶	9,23 10 ⁶	3,87 10 ⁶	2,58 10 ⁶	2,79 10 ⁵
Tritio	4,27 10 ¹⁰	7,97 10 ¹²	9,08 10 ¹¹	9,33 10 ¹¹	2,73 10 ¹¹	6,56 10 ¹¹
Centrales BWR						
Central nuclear	Santa María de Garoña		Cofrentes			
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	6,96 10 ⁸		2,55 10 ⁷			
Tritio	6,26 10 ¹¹		1,25 10 ¹²			
Gases disueltos	1,49 10 ⁷		4,73 10 ⁷			
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	2,09 10 ¹⁰		1,60 10 ¹³			
Halógenos	3,48 10 ⁷		8,69 10 ⁹			
Partículas	1,23 10 ⁸		2,08 10 ⁸			
Tritio	3,67 10 ¹¹		5,57 10 ¹²			

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

más expuesto, habiéndose considerado hipótesis muy conservadoras.

Para valorar la situación de las centrales españolas en el entorno internacional se han considerado dos grupos de referencia: el constituido por las centrales de Estados Unidos, país de origen de la tecnología de la mayor parte de las centrales españolas, y el constituido por las centrales de la Unión Europea. Con este fin, el CSN ha venido realizando de forma sistemática estudios comparativos de los vertidos de las centrales de una misma tecnología: PWR

o BWR. Como parámetro comparativo se utiliza la actividad anual, normalizada por la energía eléctrica neta producida en cada caso, tratándose como una central única el conjunto de las centrales de una misma tecnología que pertenecen a cada uno de los tres grupos considerados (España, Estados Unidos y Unión Europea).

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

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

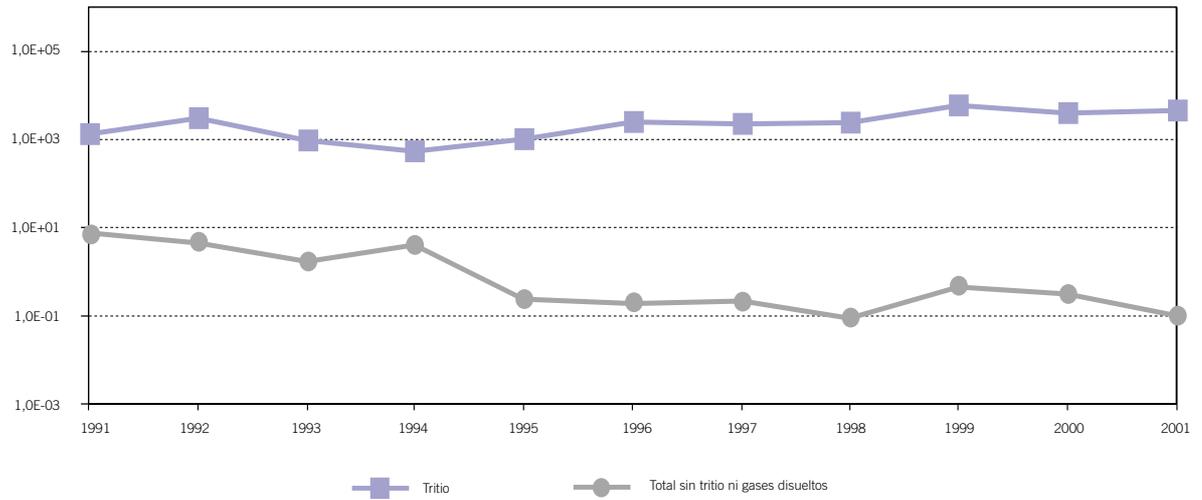


Figura 1.11. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

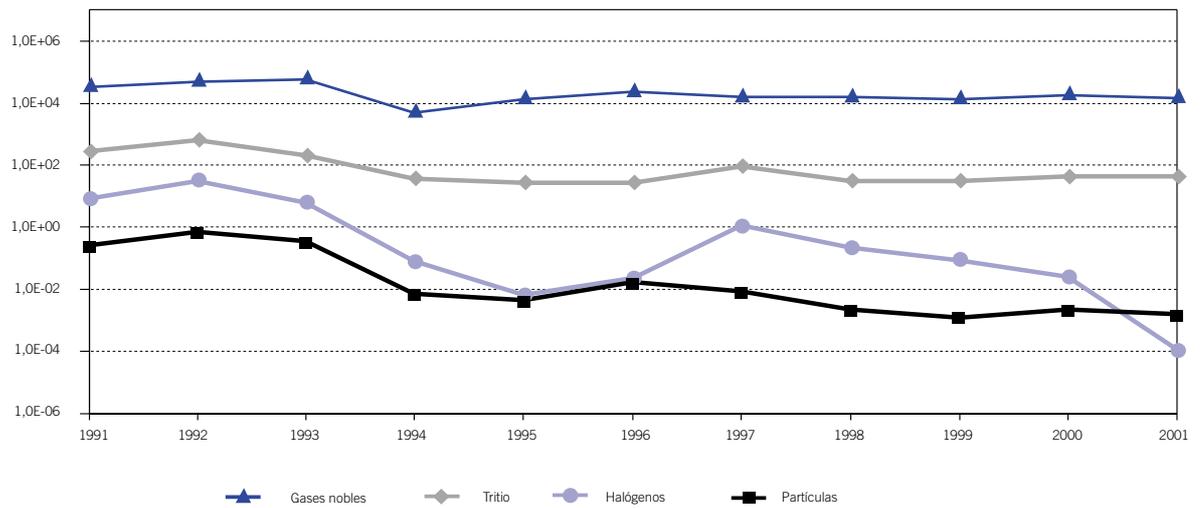


Figura 1.12. Central nuclear de Santa María de Garoña. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

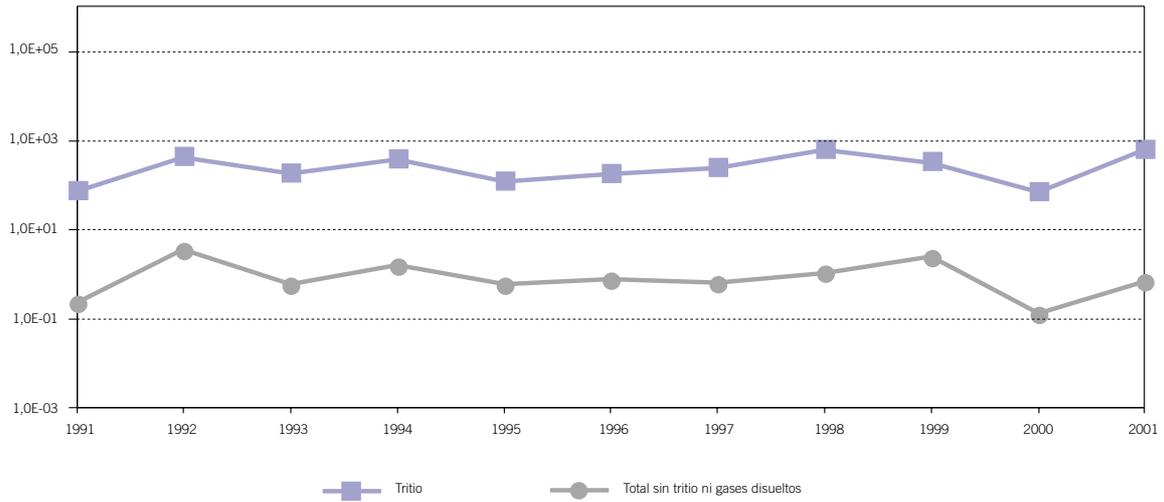


Figura 1.13. Central nuclear de Santa María de Garoña. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

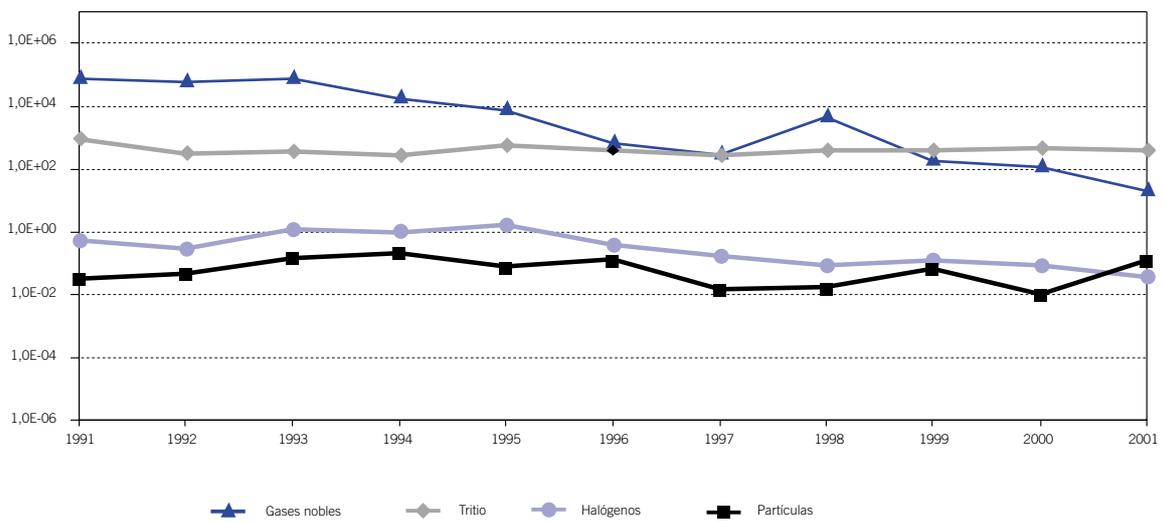


Figura 1.14. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

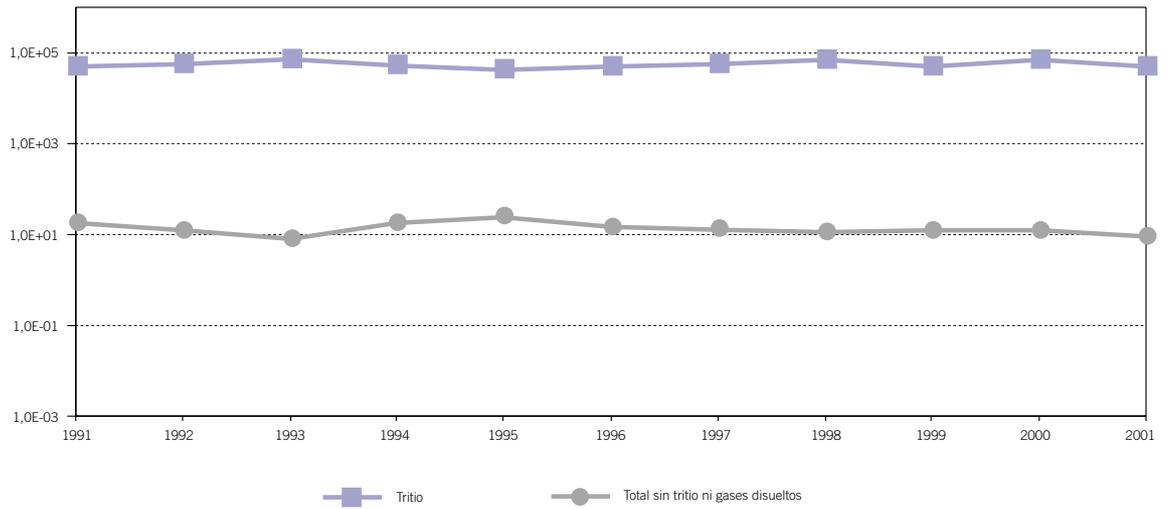


Figura 1.15. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

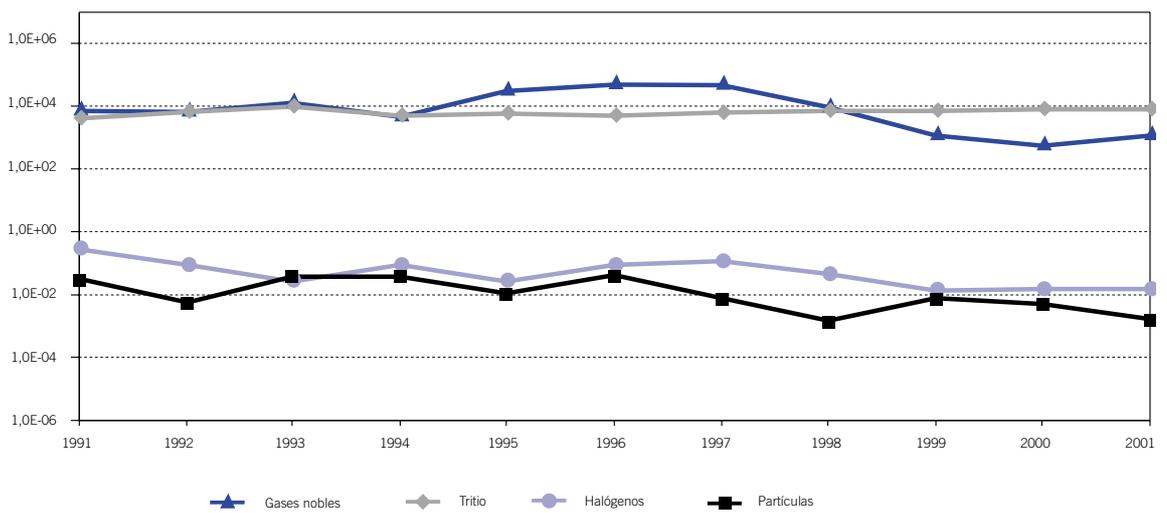


Figura 1.16. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

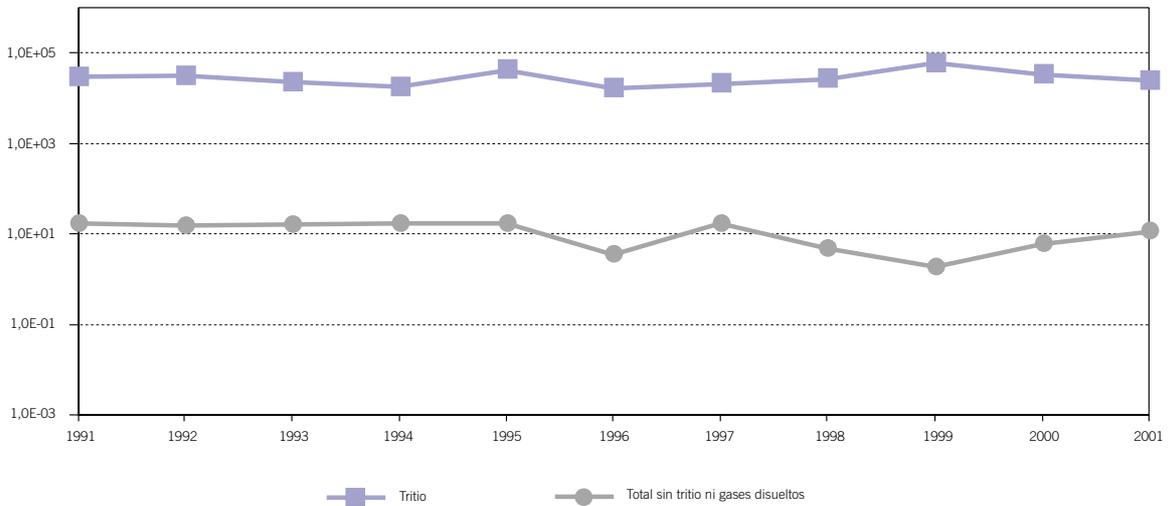


Figura 1.17. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

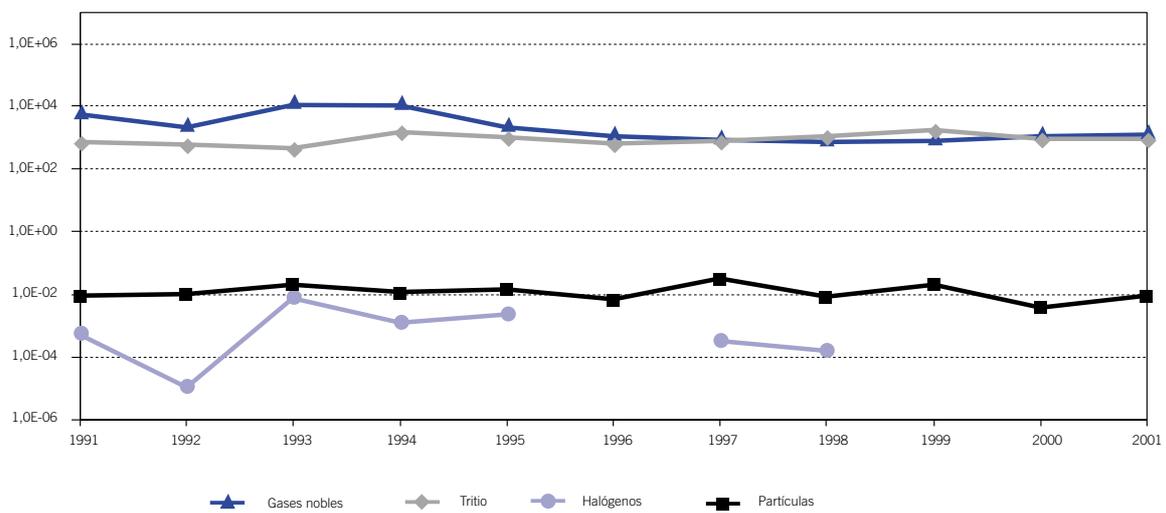


Figura 1.18. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

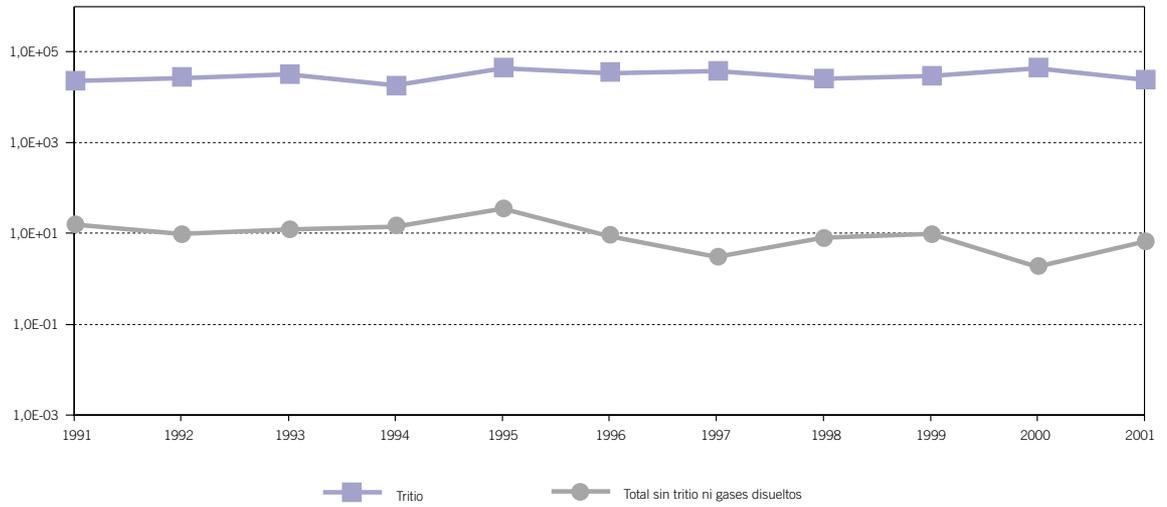


Figura 1.19. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

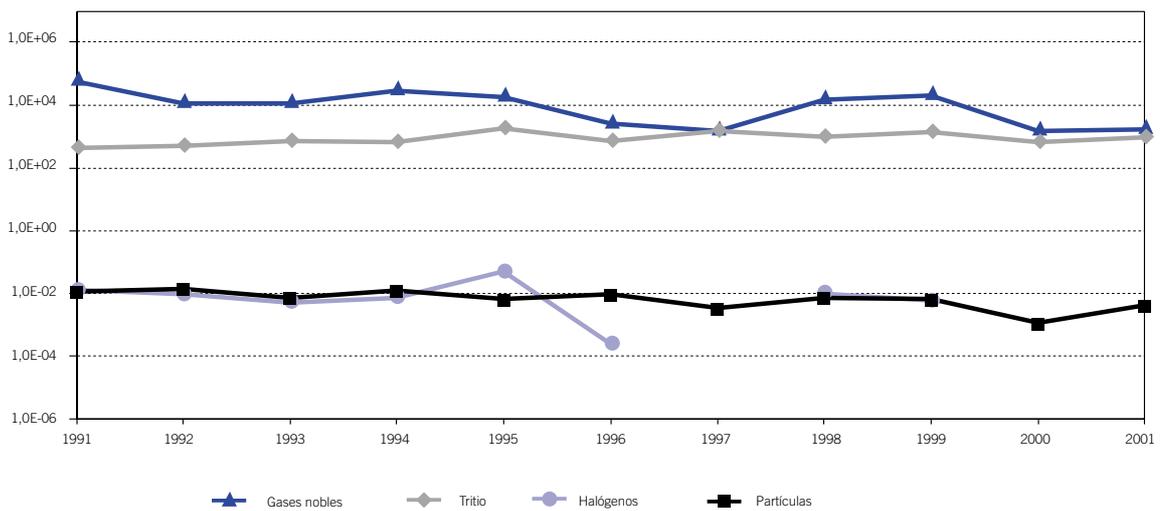


Figura 1.20. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

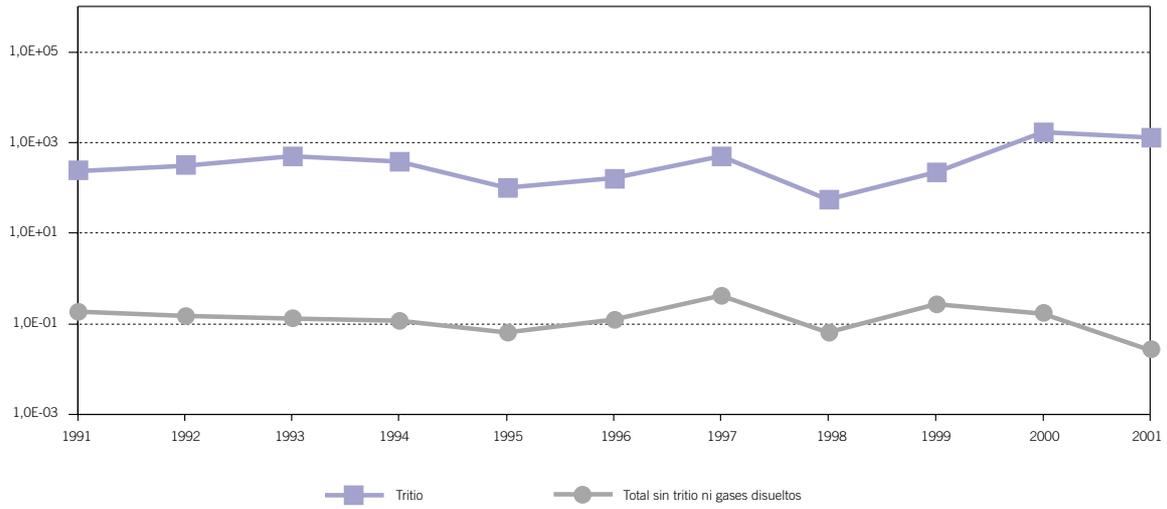


Figura 1.21. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

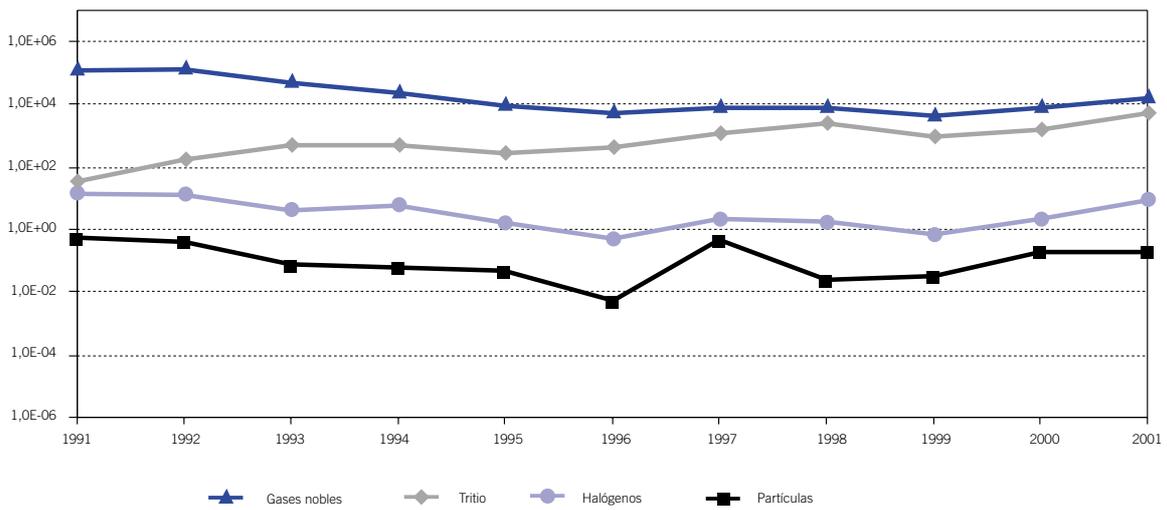


Figura 1.22. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

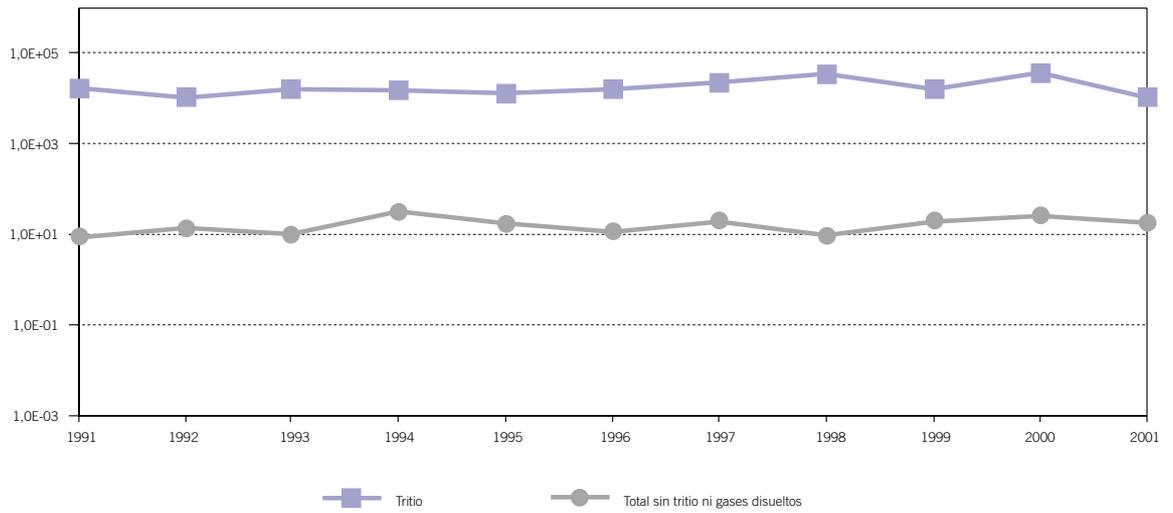


Figura 1.23. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

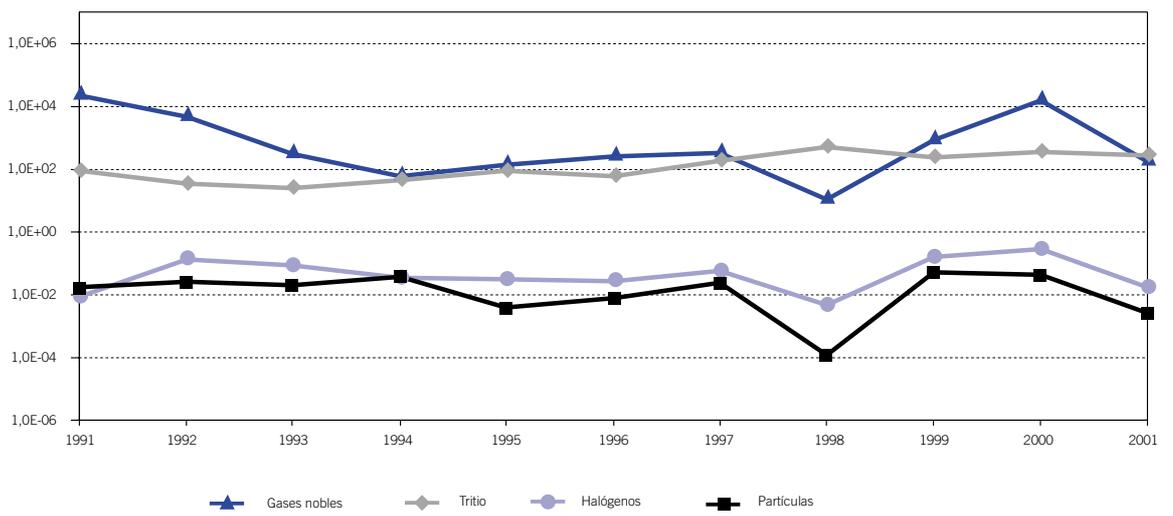


Figura 1.24. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

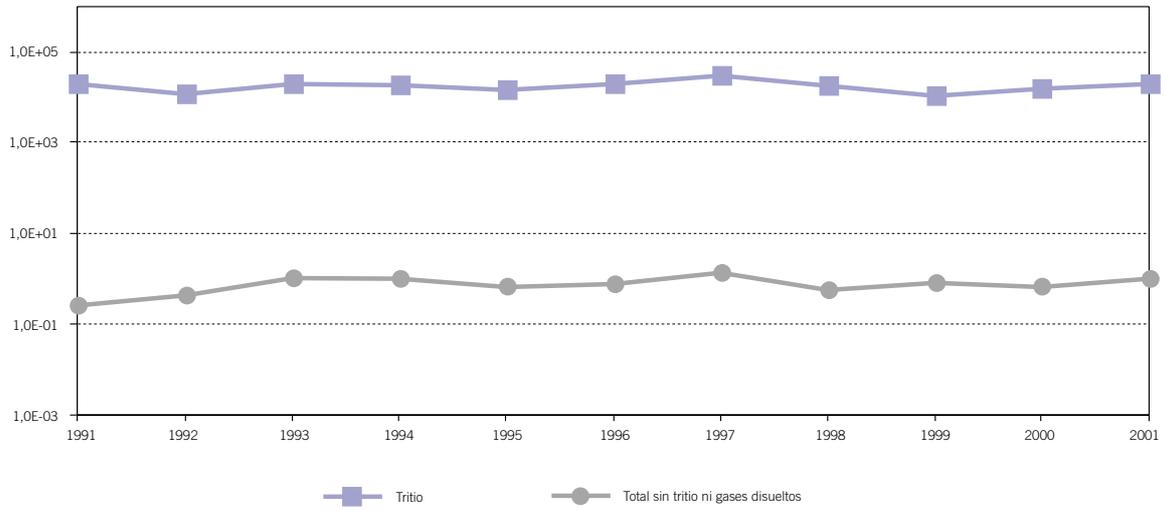


Figura 1.25. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)

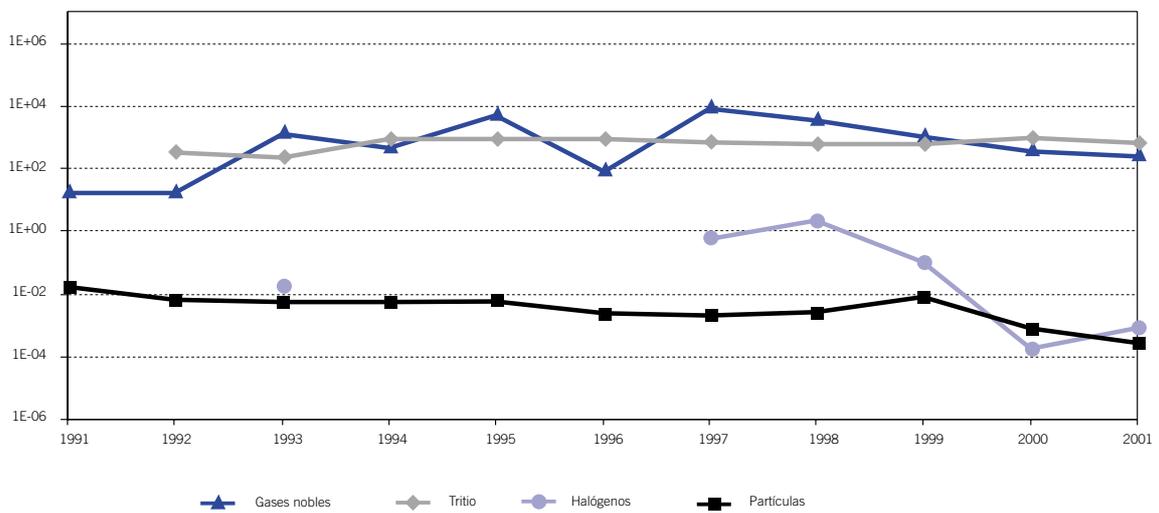
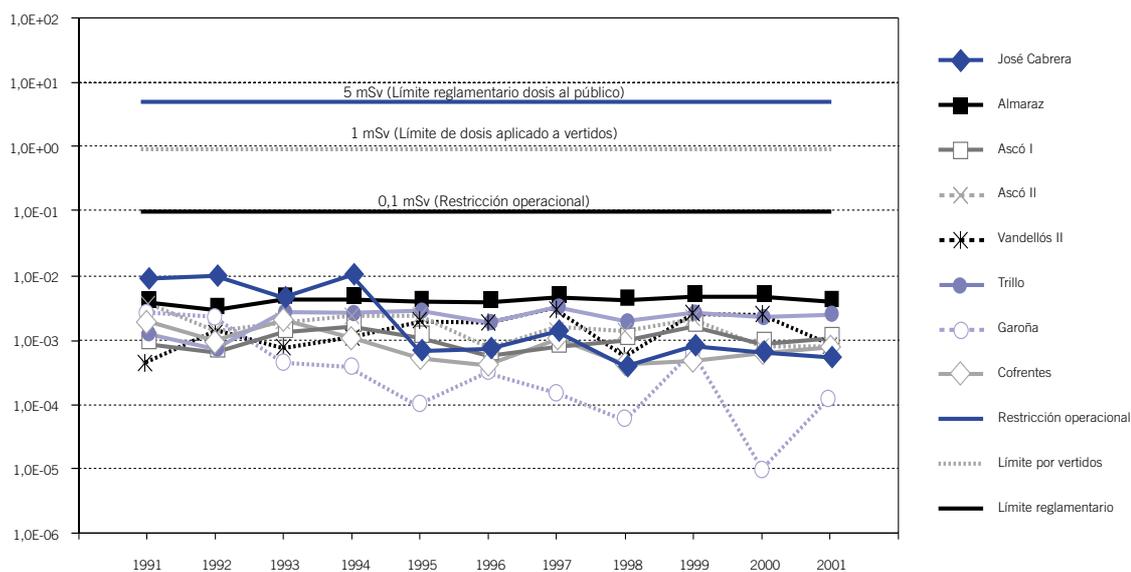


Figura 1.26. Dosis equivalente efectiva total (mSv/a)



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, lo que se puede observar en la figura 1.26.

En lo que se refiere al entorno internacional, de la tabla 1.9 y de las figuras 1.27 a 1.38 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 2000, 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 2001 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 2000.

En la figura 1.39 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	$1,05 \cdot 10^1$	$2,39 \cdot 10^1$	$4,89 \cdot 10^0$	$7,36 \cdot 10^1$	$1,45 \cdot 10^1$	$1,26 \cdot 10^2$
I-131	$2,43 \cdot 10^{-5}$	$6,27 \cdot 10^{-5}$	$2,52 \cdot 10^{-5}$	$2,75 \cdot 10^{-4}$	$9,43 \cdot 10^{-5}$	$4,99 \cdot 10^{-4}$
Partículas	$2,88 \cdot 10^{-5}$	$7,66 \cdot 10^{-5}$	$4,22 \cdot 10^{-5}$	$6,19 \cdot 10^{-2}$	$3,72 \cdot 10^{-4}$	$1,32 \cdot 10^{-3}$
Tritio	$1,84 \cdot 10^{-1}$	$1,11 \cdot 10^{-1}$	$2,79 \cdot 10^{-2}$	$3,21 \cdot 10^{-2}$	$4,62 \cdot 10^{-1}$	$2,80 \cdot 10^{-1}$

Efluentes líquidos						
Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Total salvo tritio	$4,17 \cdot 10^{-3}$	$5,76 \cdot 10^{-4}$	$3,97 \cdot 10^{-3}$	$4,96 \cdot 10^{-3}$	$7,99 \cdot 10^{-3}$	$7,08 \cdot 10^{-3}$
Tritio	$3,16 \cdot 10^0$	$6,62 \cdot 10^{-2}$	$3,23 \cdot 10^0$	$2,50 \cdot 10^{-1}$	$3,02 \cdot 10^0$	$1,09 \cdot 10^{-1}$

(*) Valores medios: España: 1981-2001; UE: 1981-1997; EEUU: 1981-1997.

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

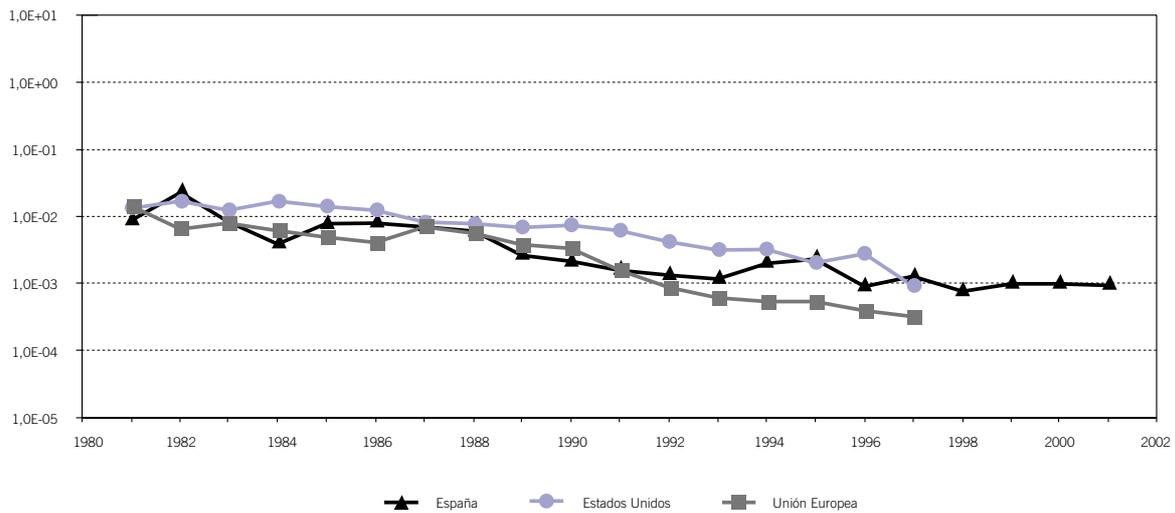


Figura 1.28. Efluentes líquidos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

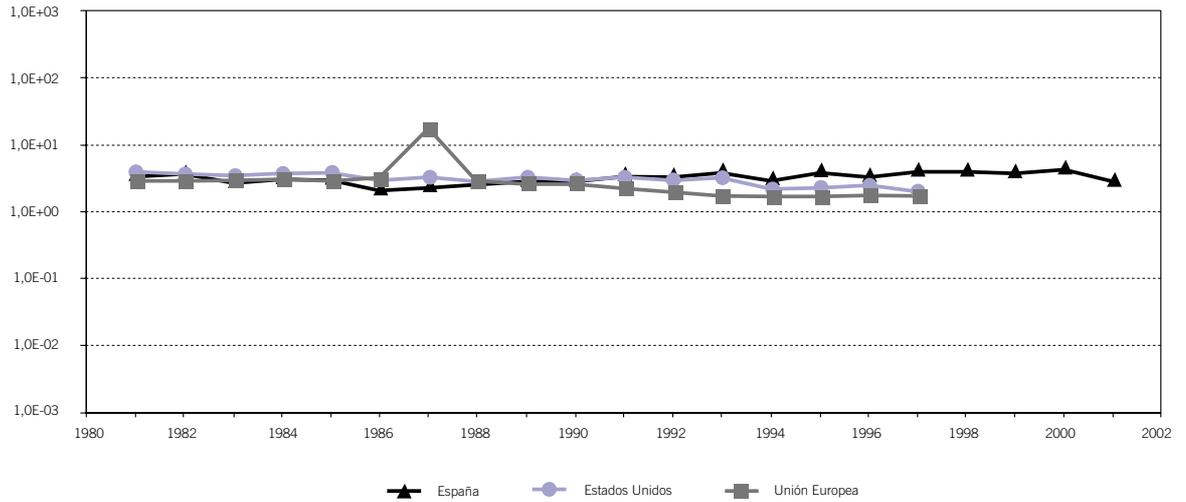


Figura 1.29. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

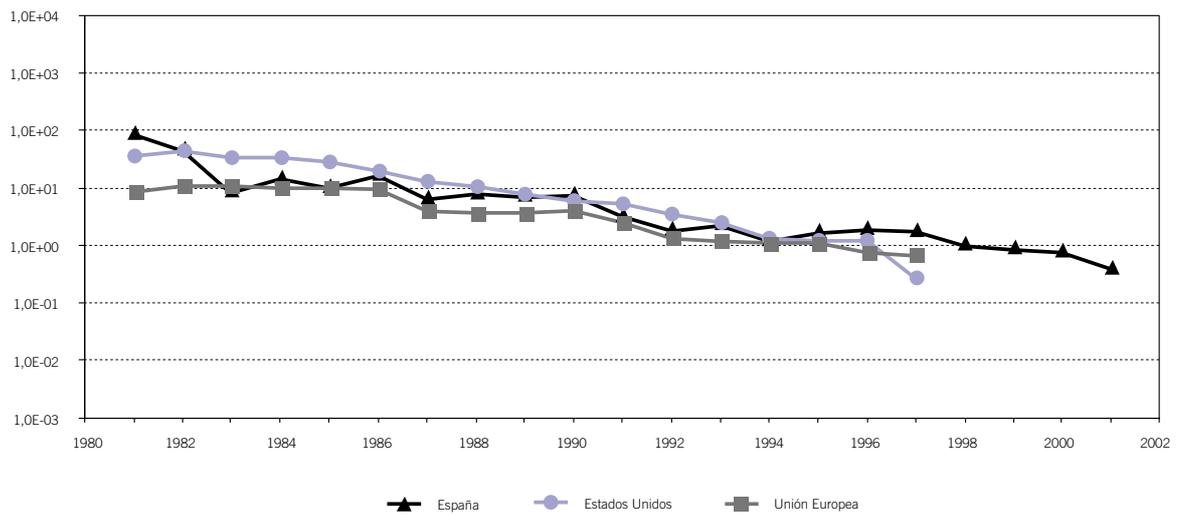


Figura 1.30. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

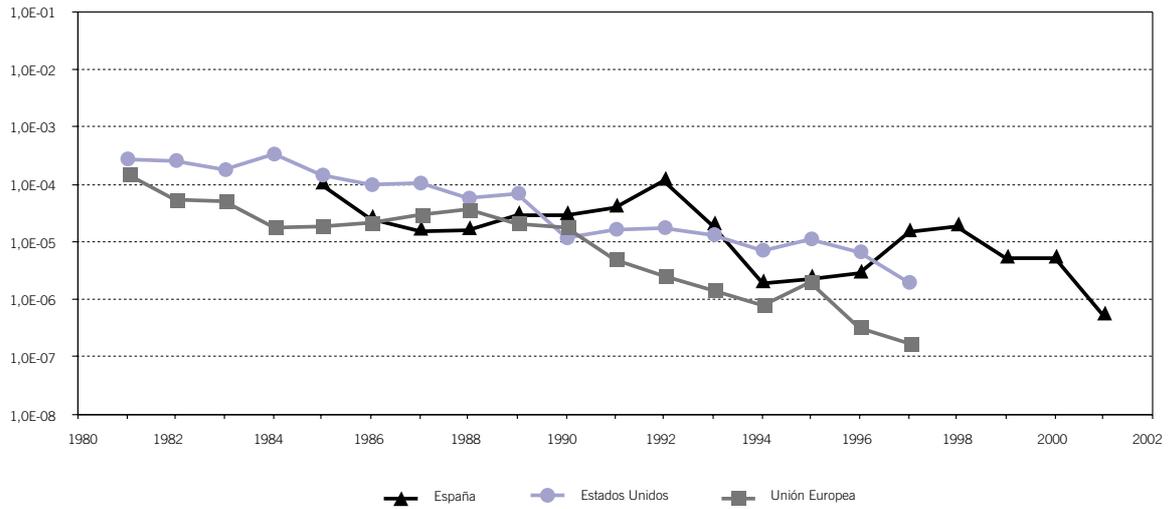


Figura 1.31. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

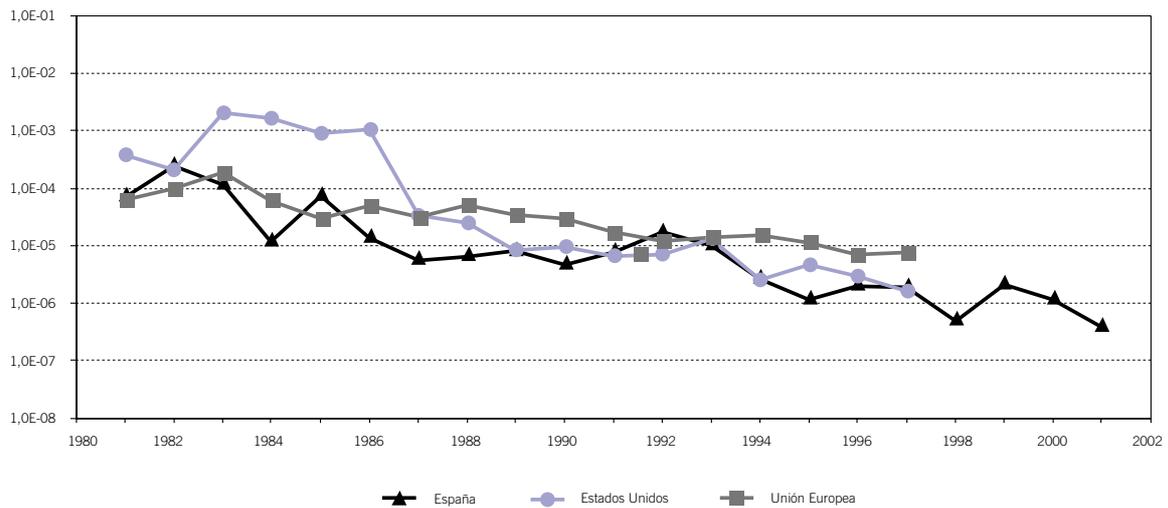


Figura 1.32. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

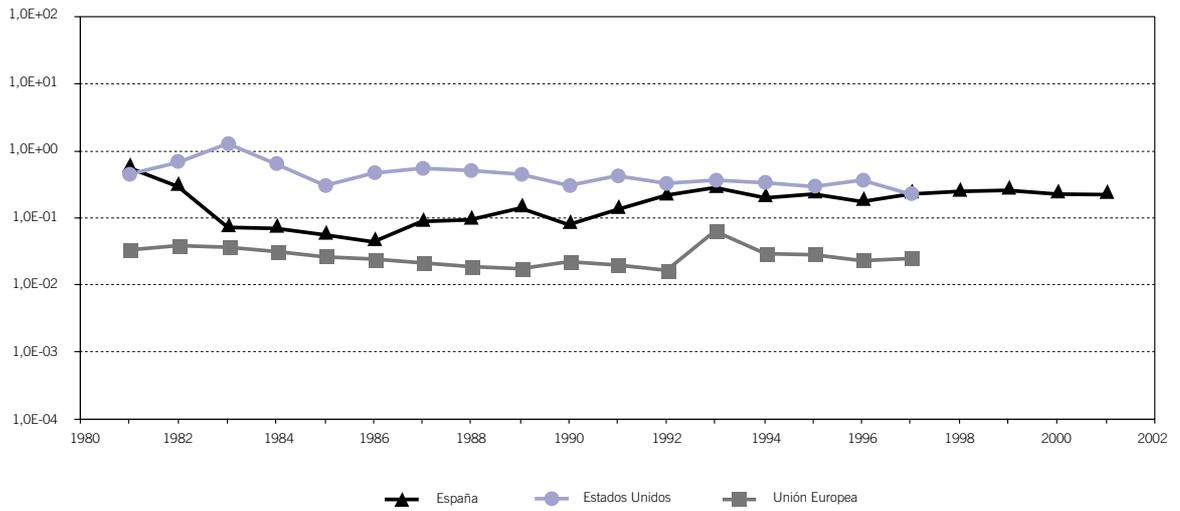


Figura 1.33. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

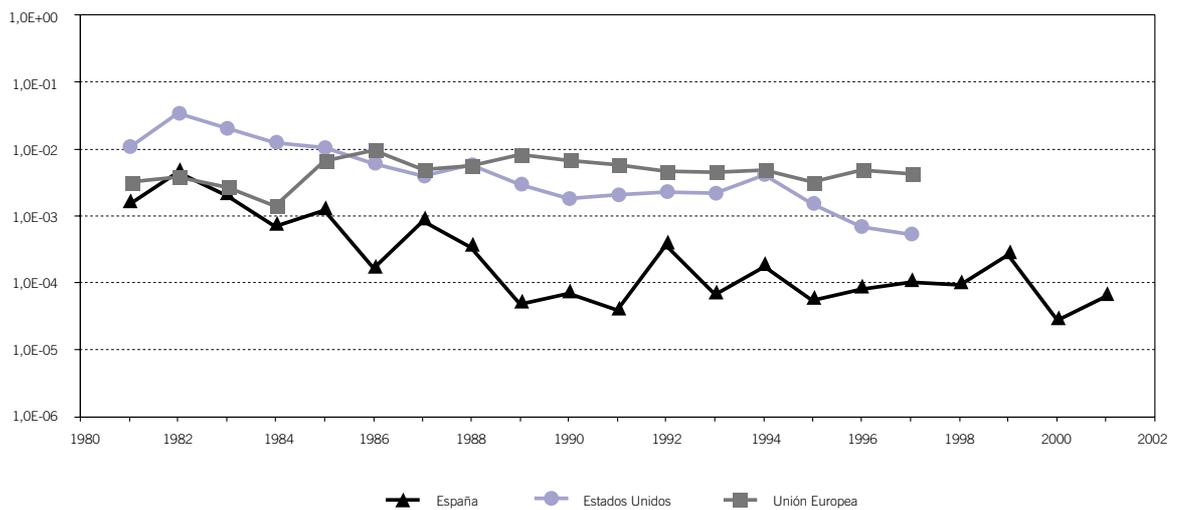


Figura 1.34. Efluentes líquidos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

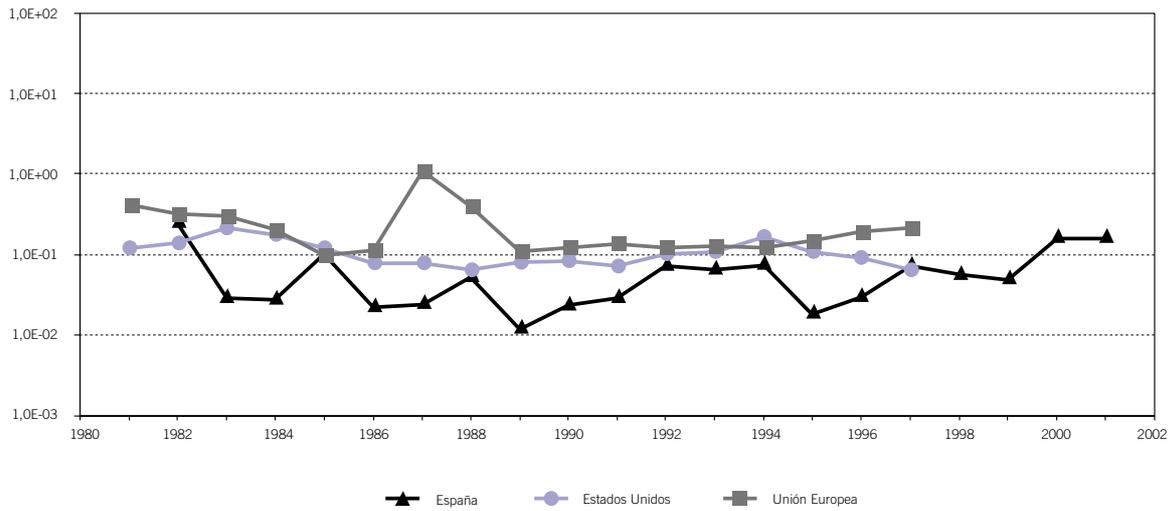


Figura 1.35. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

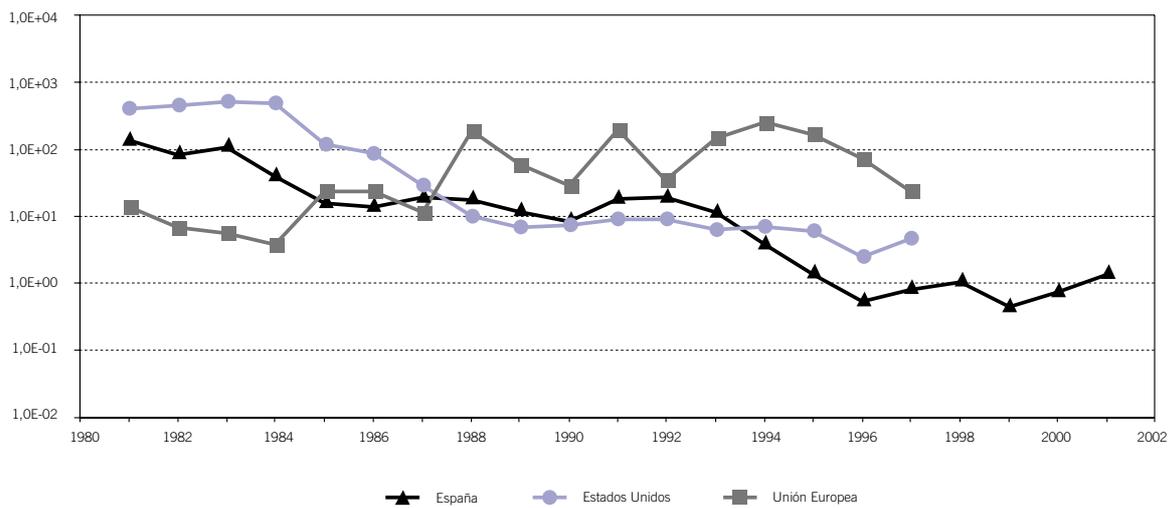


Figura 1.36. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

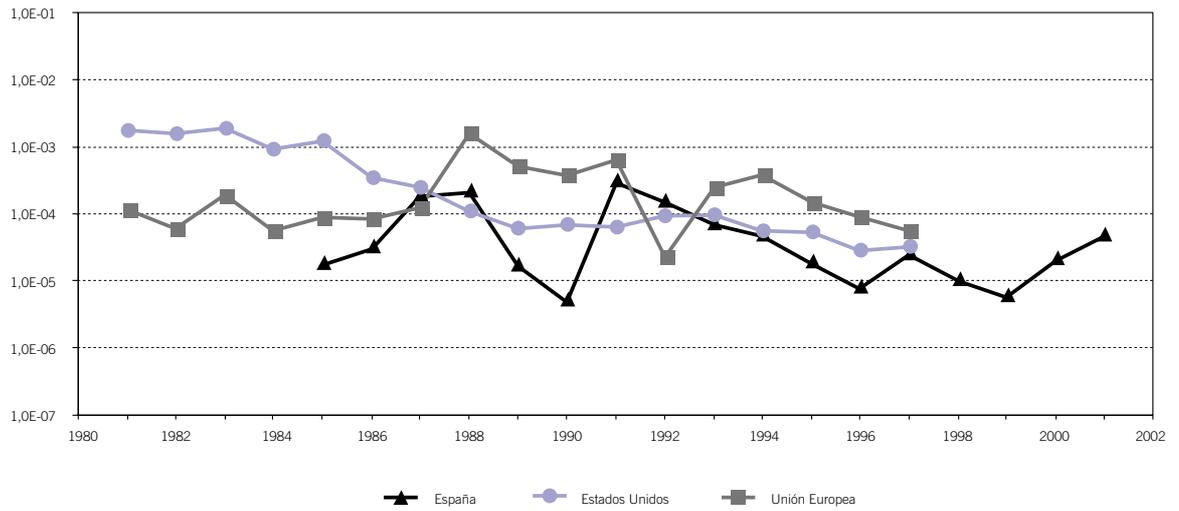


Figura 1.37. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

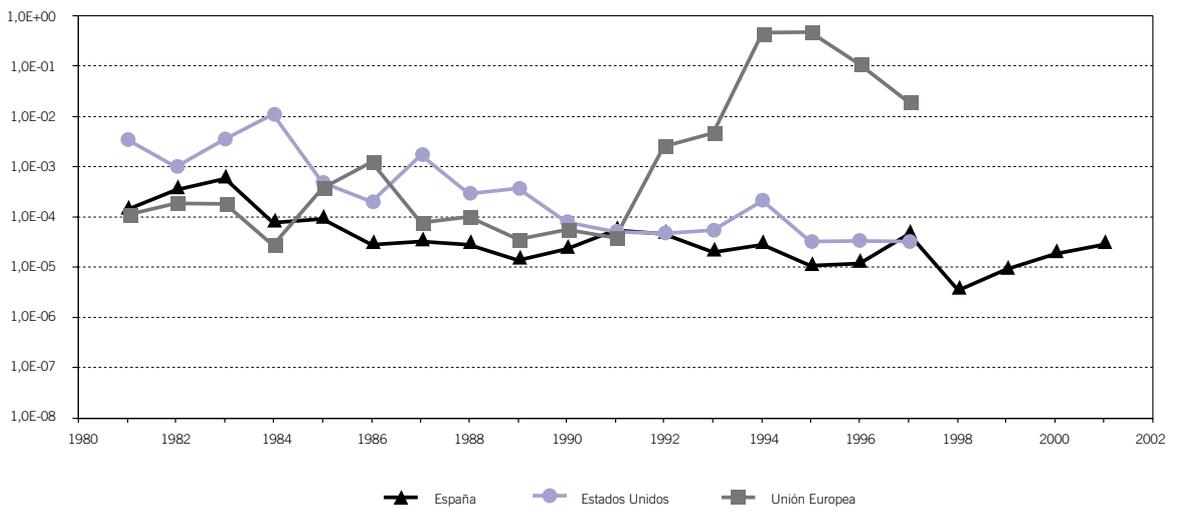


Figura 1.38. Efluentes gaseosos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

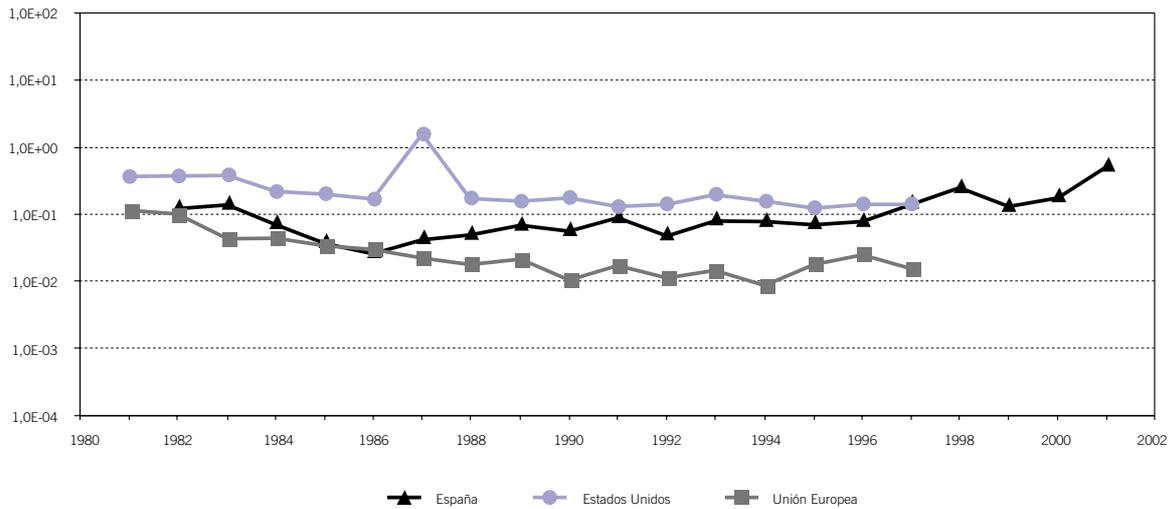
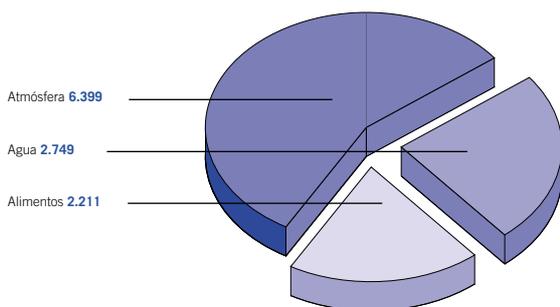


Figura 1.39. Programa de vigilancia radiológica ambiental. Número de análisis realizados en las centrales nucleares. Campaña 2000



En las figuras 1.40 a 1.51 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 1.52 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 2000 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.

En relación con el vertido no controlado de agua contaminada realizado desde el laboratorio de Medidas Ambientales, S.L. de Medina de Pomar, ocurrido en enero de 1999 y descrito en anteriores informes, puede señalarse que durante el año 2001 se ha realizado una visita a las zonas exteriores del laboratorio afectadas por el vertido

Tabla 1.10. PVRA. Número de muestras tomadas por las centrales nucleares en 2000

Tipo de muestras	José Cabrera	Garoña	Almaraz	Ascó	Cofrentes	Vandellós II	Trillo
Atmósfera							
Partículas de polvo	308	311	312	364	364	364	312
Yodo en aire	309	311	312	362	312	364	312
TLD	69	256	77	75	74	56	80
Vapor de agua	24						
Suelos	7	6	7	9	7	9	8
Agua de lluvia	48	72	59	28	46	18	58
Total aire	765	956	767	838	803	811	770
(%)	66	75	56	66	62	79	66
Agua							
Agua potable	208	72	78	104	156	4	153
Agua superficial	36	48	123	208	130		104
Agua subterránea	4	8	12	8	8	28	
Agua de mar						62	
Sedimentos fondo	6	12	16	8	12	6	8
Sedimentos orilla	2		4			12	2
Organismo indicador	12	36	23	6	6	6	12
Total agua	268	176	256	334	312	118	279
(%)	23	14	18	26	24	12	24
Alimentos							
Leche	78	95	245	52	93	64	71
Pescado, marisco	4	6	15	2	4	8	6
Carne, ave y huevos	15	12	33	12	20	8	23
Cultivos	25	32	59	29	59	10	20
Miel	2		2			2	2
Total alimentos	124	145	354	95	178	92	122
(%)	11	11	26	8	14	9	10
Total	1.157	1.277	1.377	1.267	1.293	1.021	1.171

Tabla 1.11. Bultos de residuos radiactivos generados y evacuados a El Cabril en el año 2001 en las centrales nucleares (EGF)

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
José Cabrera	1.398,91	234	1.261
Santa María de Garoña	294,39	435	825
Almaraz I y II	4.967,48	346	602
Ascó I y II	5.784,12	416	720
Cofrentes	9.254,18	725	831
Vandellós II	414,64	88	90
Trillo	1.820,26	151	207
Totales	23.933,99	2.395	4.536

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 2001 (EGF)

	Bidones generados	Bidones reacondicionados	Bidones evacuados	Bidones almacenados	Bidones almacenados equivalentes 220 litros	Capacidad almacenes	Ocupación almacenes
	(1)	(1)	(1)	(1)	(2)	(2)(3)	(2)
José Cabrera	17.672	3.654	9.526	4.492	5.140	12.669	40,6%
Garoña	17.486	1.392	12.017	4.077	4.112,785	9.576	42,9%
Almaraz I y II	21.186	2.019	12.543	6.624	7.035,075	23.544	29,9%
Ascó I y II	19.310	4.360	11.789	3.161	3.386,99	8.256	41,0%
Cofrentes	22.663	124	15.382	7.157	7.157	20.100	35,6%
Vandellós II	3.567	0	2.646	921	921	12.623	7,3%
Trillo	4.803	0	3.863	930	917	10.975	8,4%
Total	106.687	11.549	67.766	27.362	28.671	97.743	29,3%

(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.

(“Filtro verde”), para comprobar *in situ* el programa de vigilancia radiológica desarrollado, incluyendo la recogida de muestras y la realización de medidas adicionales. Se ha estudiado toda la información disponible, incluyendo los resultados del programa trimestral de muestreo hasta ahora realizado y se ha requerido al laboratorio que continúe con la vigilancia, si bien se han modificado algunos puntos y se ha disminuido la frecuencia de muestreo y análisis para garantizar un seguimiento adecuado y suficiente de los efectos del vertido. El programa, que se mantendrá operativo para estudiar la evolución de la contaminación hasta que los valores obtenidos lo aconsejen, incluye la recogida semestral de muestras de suelo y agua superficial. De todos los resulta-

dos obtenidos hasta este momento se concluye lo siguiente:

A partir de los resultados analíticos en muestras de agua superficial se constata que el vertido de agua contaminada no ha llegado a alcanzar el río Trueba, quedando retenido en la zona denominada “filtro verde”.

Los isótopos detectados en las muestras de suelo de dicho filtro son cesio-137, Co-60 y Mn-54. Partiendo de las concentraciones máximas obtenidas hasta este momento para dichos isótopos, los valores de dosis estimados por exposición al terreno contaminado no representan ningún riesgo desde el punto de vista de protección radiológica.

Figura 1.40. Aire. Evolución temporal del índice de actividad beta total

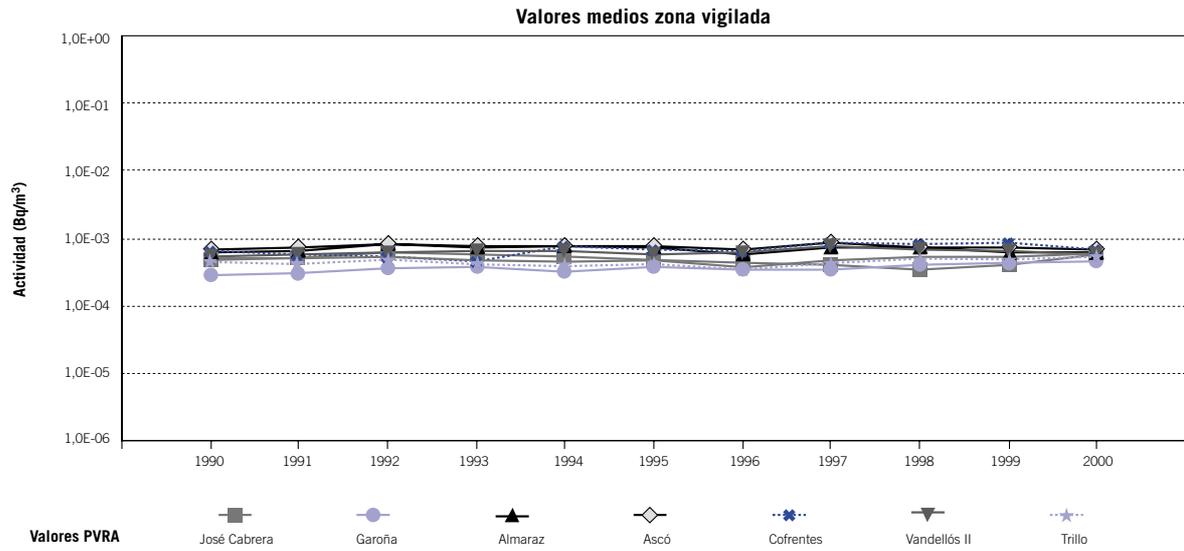


Figura 1.41. Aire. Evolución temporal del I-131

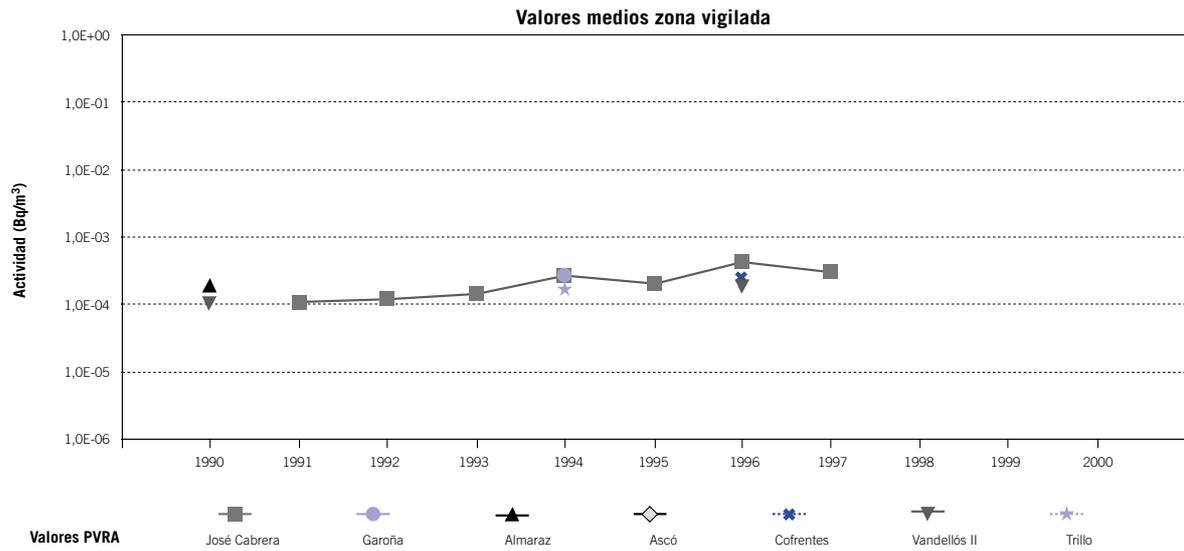


Figura 1.42. Aire. Evolución temporal de Sr-90

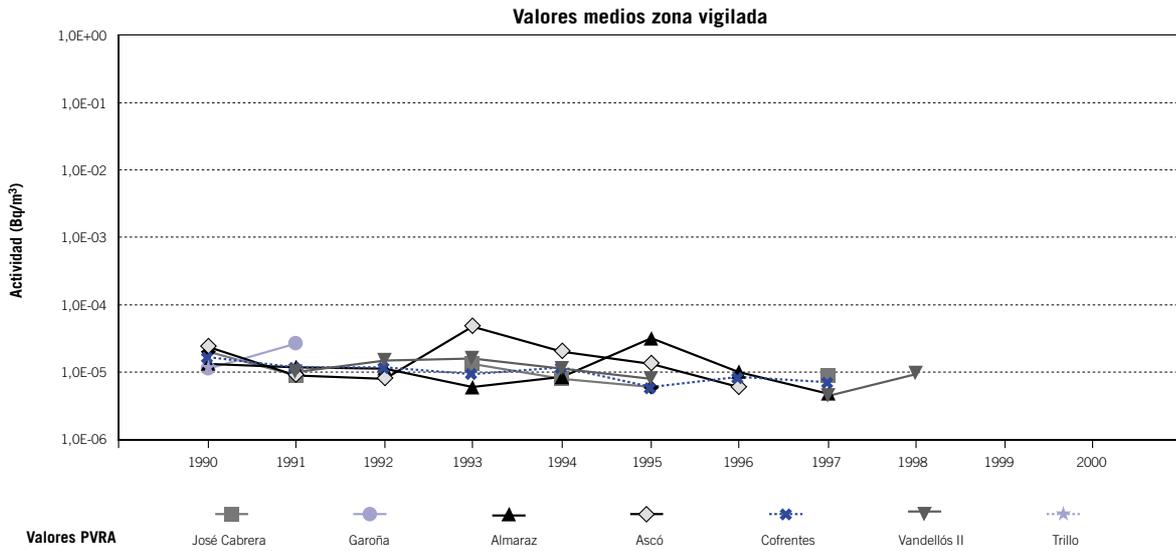


Figura 1.43. Muestras de suelo. Evolución temporal de Sr-90

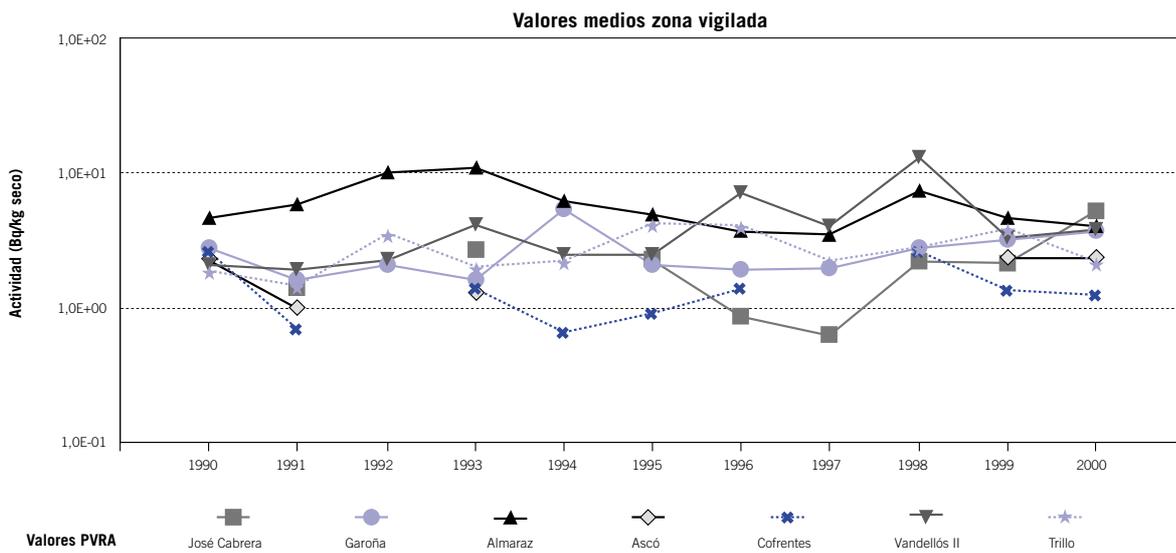


Figura 1.44. Muestras de suelo. Evolución temporal de Cs-137

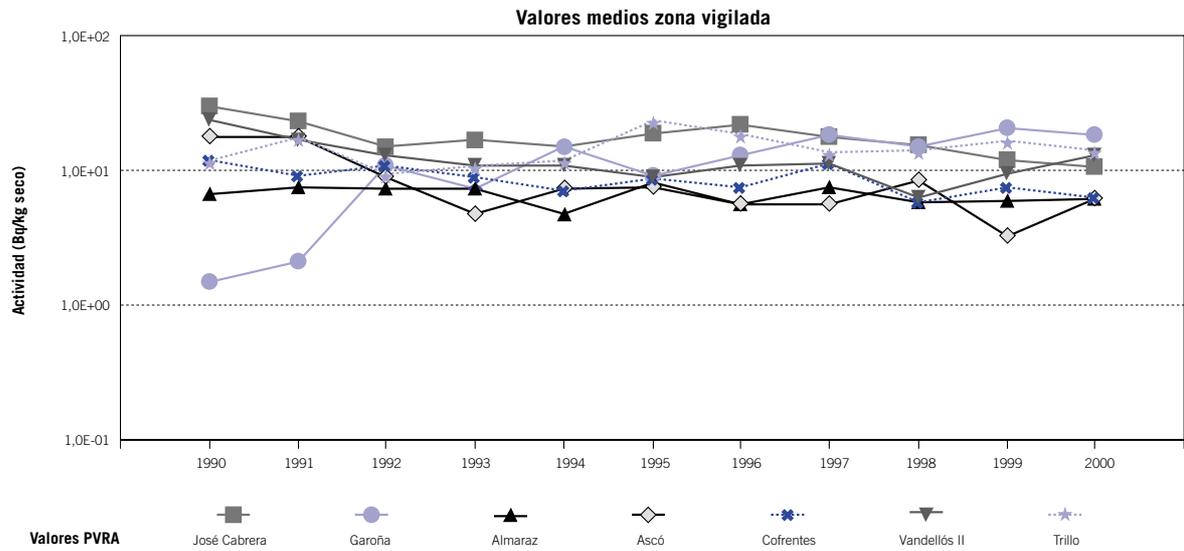


Figura 1.45. Muestras de agua potable. Evolución temporal de beta total

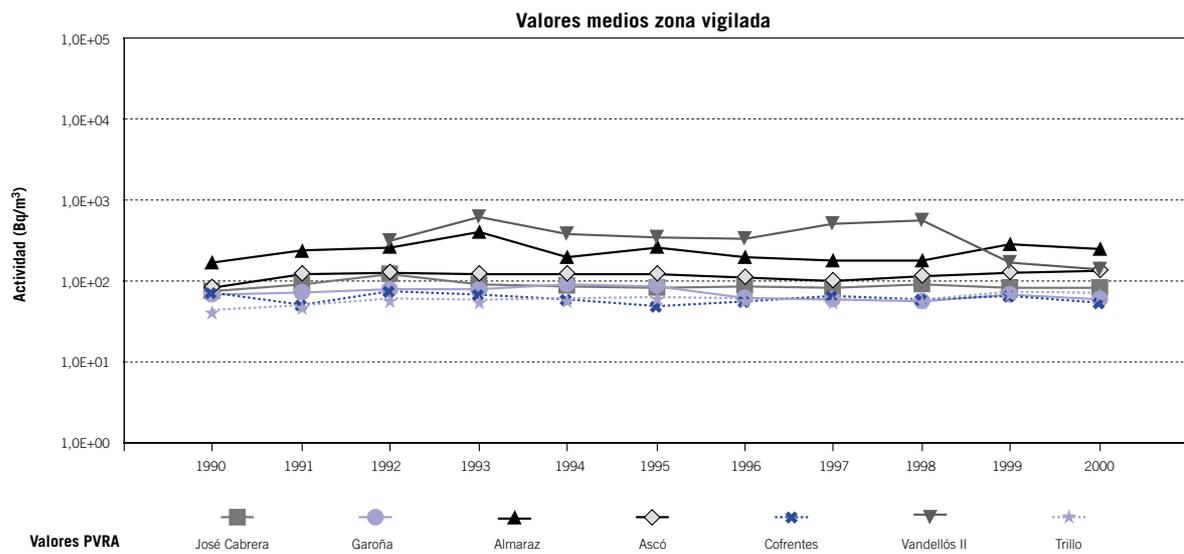


Figura 1.46. Muestras de agua potable. Evolución temporal de beta resto

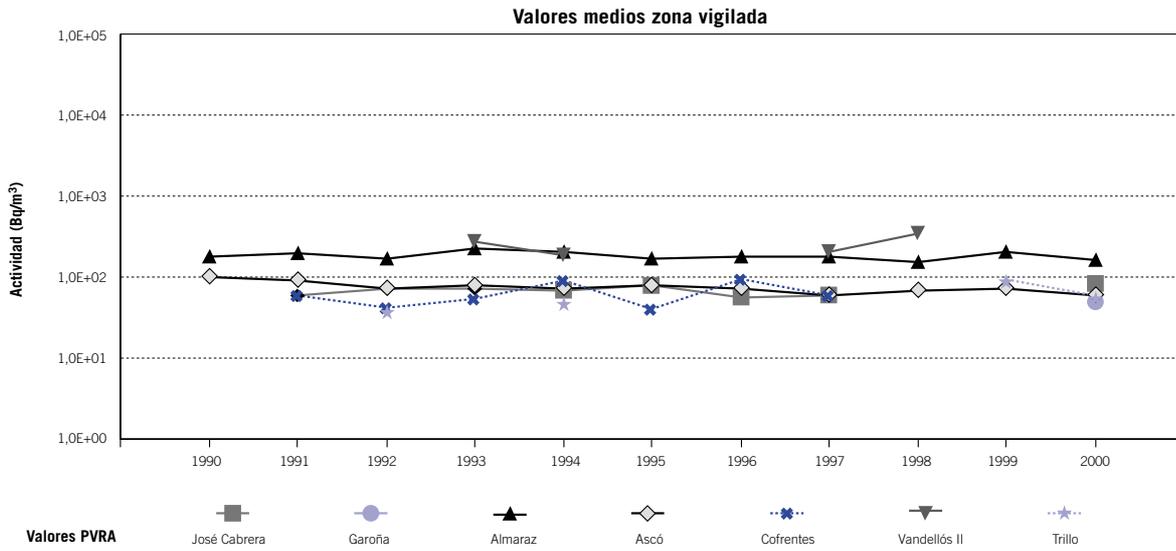


Figura 1.47. Muestras de agua potable. Evolución temporal de Sr-90

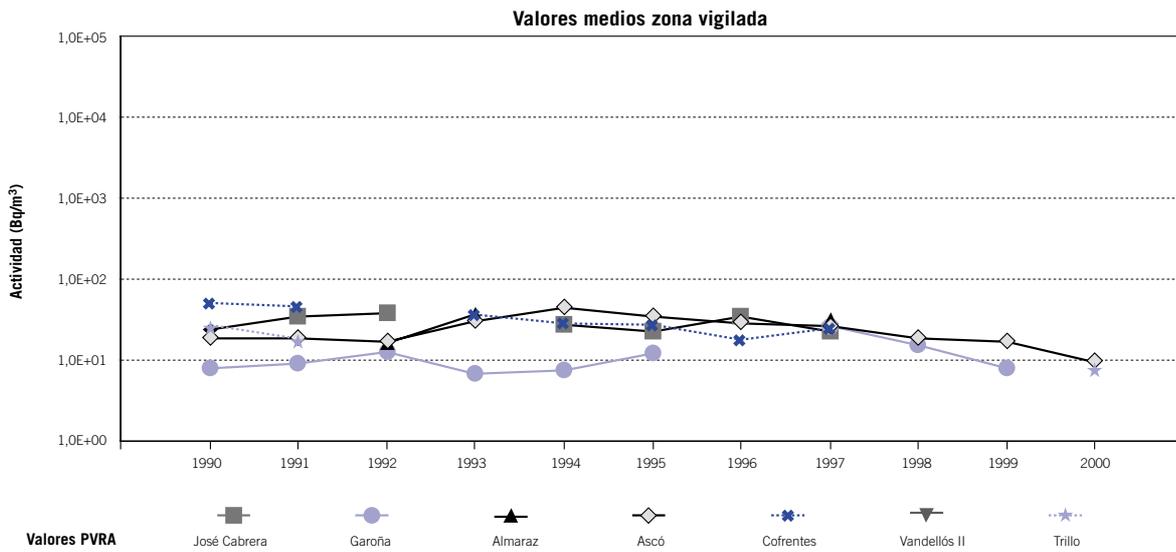


Figura 1.48. Muestras de agua potable. Evolución temporal de tritio

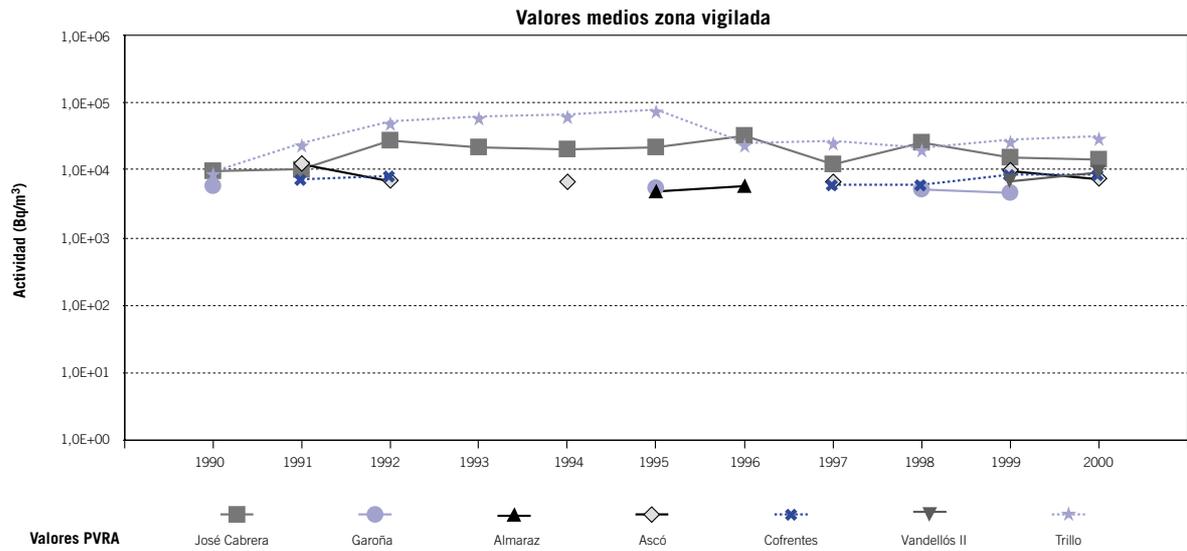


Figura 1.49. Muestras de leche. Evolución temporal del I-131

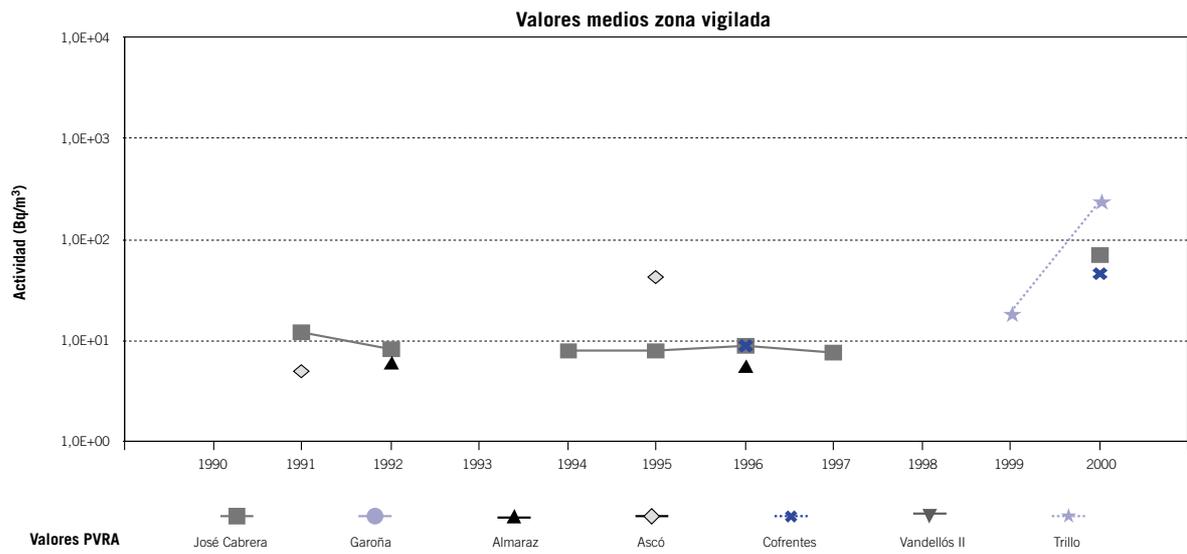


Figura 1.50. Muestras de leche. Evolución temporal de Sr-90

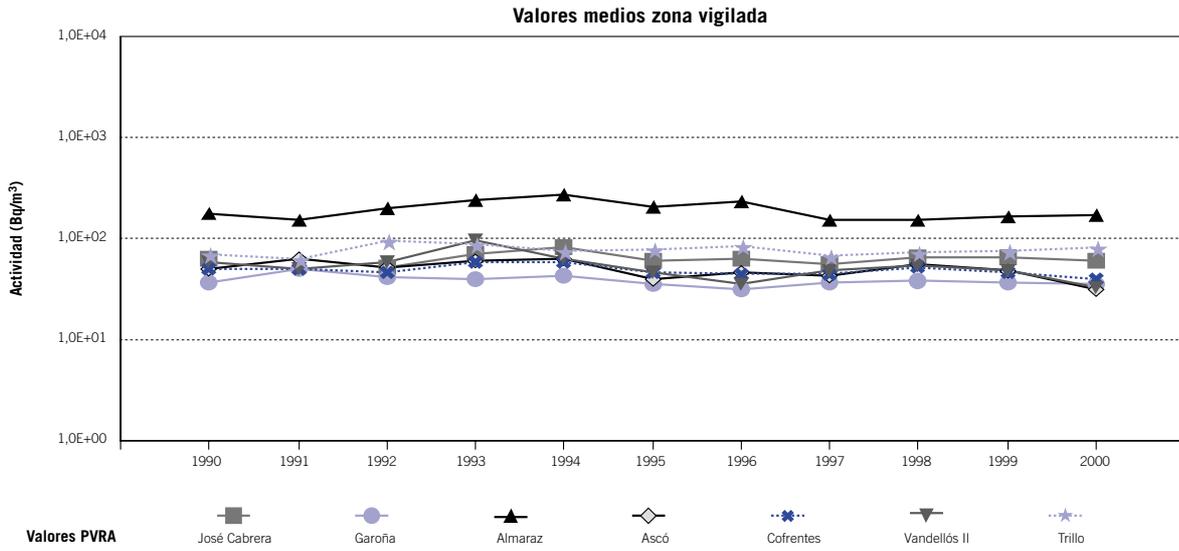


Figura 1.51. Muestras de leche. Evolución temporal de Cs-137

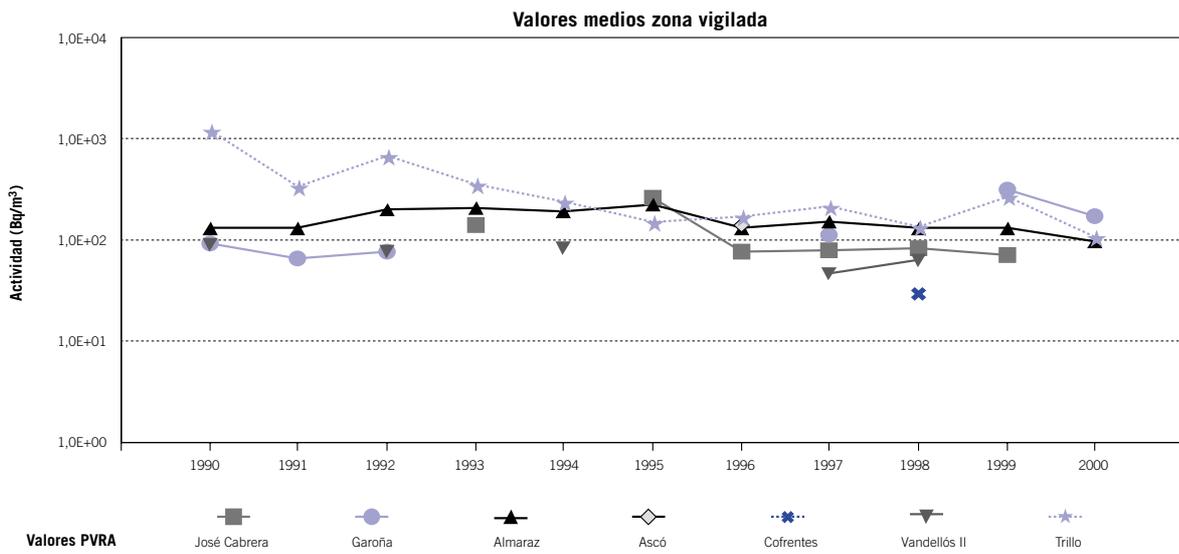


Figura 1.52. Radiación directa. Dosis integrada. Valores de los DTL

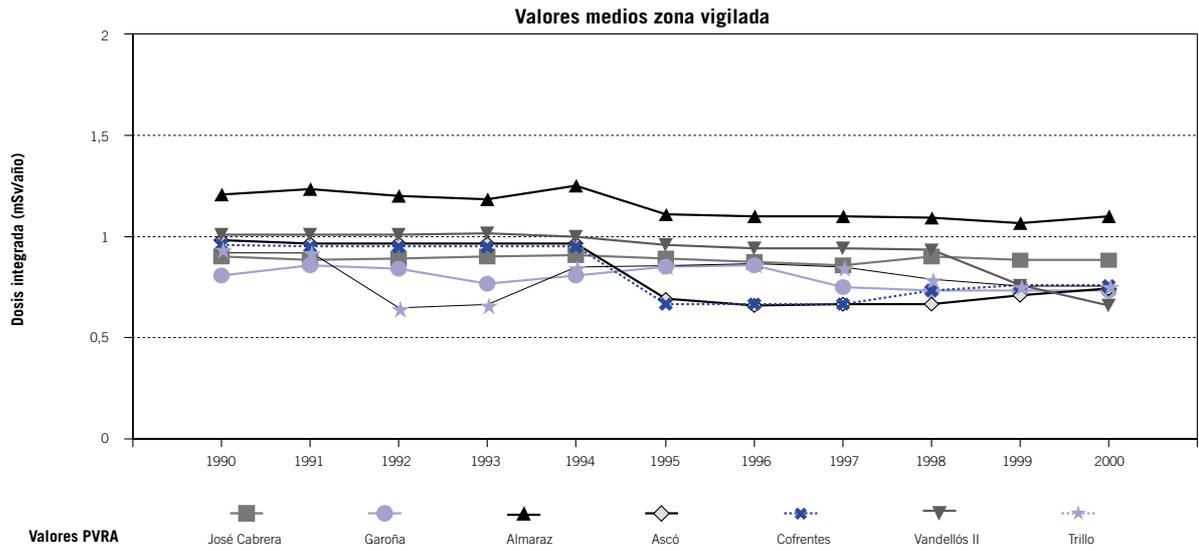


Figura 1.53. Distribución de los 3.650 bultos de residuos radiactivos acondicionados durante el año 2001

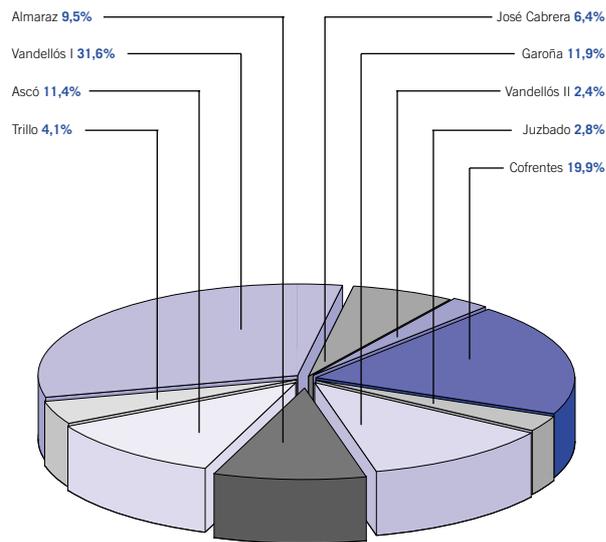


Figura 1.54. Distribución de la actividad generada de los residuos radiactivos acondicionados durante el año 2001

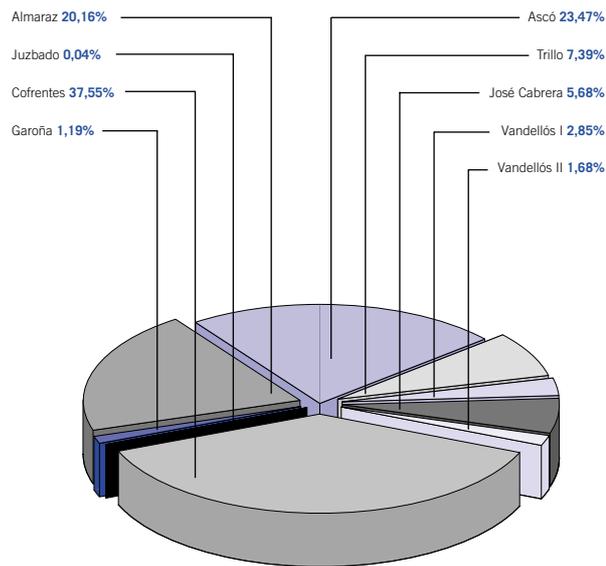


Figura 1.55. Distribución de los 5.509 bultos de residuos radiactivos acondicionados transportados a El Cabril durante el año 2001

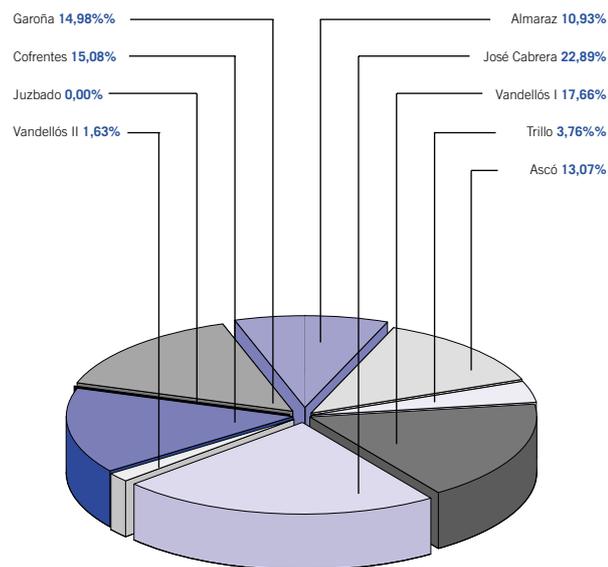
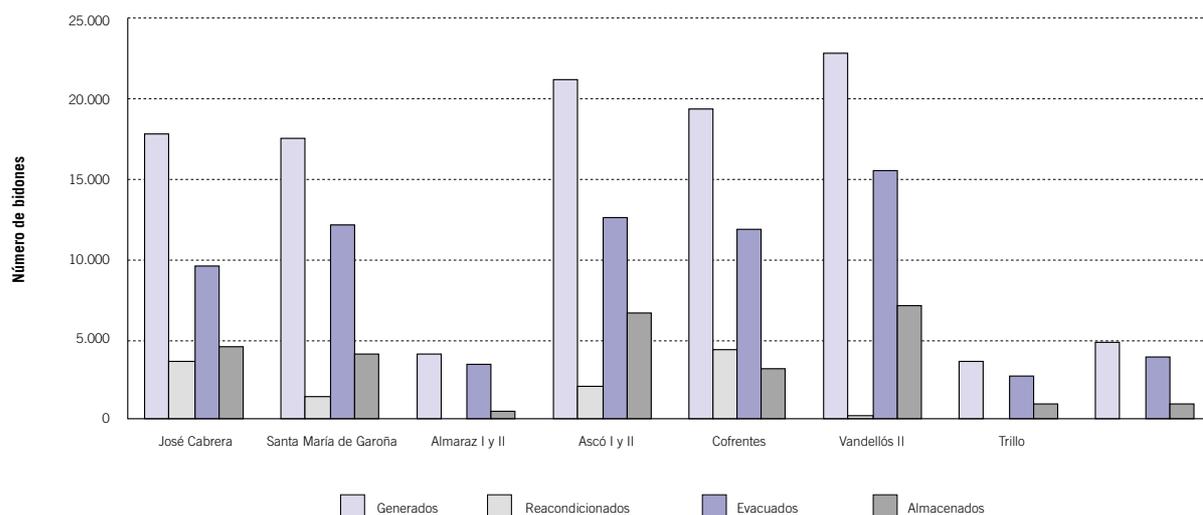


Figura 1.56. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares españolas



1.1.2. Aspectos específicos

1.1.2.1. Central nuclear José Cabrera

a) Actividades más importantes

Durante el año 2001 la central nuclear José Cabrera ha estado operando en virtud de la autorización de explotación del 15 de octubre de 1999 en la que se prorrogó el Permiso de Explotación hasta el 15 de octubre de 2002. La duración de este Permiso se fijó para que cubriera la realización del Programa de Mejora de la Seguridad, que contenía una serie de mejoras en aspectos técnicos y en procedimientos de explotación mediante los cuales se incrementaría el nivel de seguridad de la planta.

A lo largo del año 2001 la central ha implantado la mayoría de las mejoras derivadas del *Programa de mejora de la seguridad*. La mayoría de las modificaciones de diseño relacionadas con el *Programa de mejora de la seguridad* se implantaron durante la recarga XXV que tuvo lugar entre los días 28 de julio y 10 de septiembre de 2001. El resto de las modificaciones de diseño de este programa se

implantarán en la próxima parada de recarga XXVI, prevista para el 24 de agosto de 2002.

La disposición dos, apartado d) del permiso de explotación de la central nuclear José Cabrera establece que Unión Fenosa Generación, S.A. debe solicitar un nuevo permiso de explotación un año antes de la fecha de vencimiento del actual. El 11 de octubre de 2001, Unión Fenosa Generación, S.A. ha presentado ante el Ministerio de Economía la solicitud de autorización de explotación de la central nuclear José Cabrera a partir del 15 de octubre de 2002 por un período de seis años.

La evolución del funcionamiento de la central a lo largo del año 2001 es la siguiente:

Los meses de enero y febrero transcurrieron sin incidentes operativos relevantes, con la central operando al 94% de potencia térmica.

En marzo la central estuvo acoplada a la red al 95% de potencia térmica y 151 MWe. El día 28

de este mes se realizó el simulacro anual del Plan de Emergencia Interior.

En abril la central continuó operando al 95% de potencia térmica. Entre los días 6 y 11 se realizó una bajada de carga hasta el 80% para medir el coeficiente de temperatura del moderador y hasta el 75% para la realización de las pruebas de válvulas de turbina., Posteriormente, se subió carga hasta el 94%.

En mayo la central operó al 94% durante todo el mes, excepto el día 18 en el que la central permaneció desacoplada de la red entre las 16:59 horas y las 23:54 de ese mismo día, debido a una parada automática no programada del reactor por muy bajo nivel en el generador de vapor.

En el mes de junio la central operó al 94% de potencia térmica sin que se produjeran incidencias relevantes.

Durante el mes de julio la central operó al 95% de potencia térmica. El día 27 se inició la bajada de carga programada para desacoplar el alternador de la red eléctrica a las 00:00 horas del 28 de julio e iniciar los trabajos correspondientes a la recarga de combustible número 25.

Desde el 28 de julio al 10 de septiembre de 2001 la central estuvo parada con motivo de la recarga número 25.

Las actividades más significativas realizadas durante la recarga, además de las propias de cambio de combustible del reactor, fueron las siguientes:

- Inspección de los tubos del generador de vapor por corrientes inducidas.
- Revisión de la turbina de baja.
- Sustitución de anillos de cierre de hidrógeno del alternador.

- Pruebas de diagnóstico de válvulas motorizadas.
- Inspección en servicio de diferentes sistemas.
- 48 modificaciones de diseño, entre las que destacan:
 - Motorización de seis válvulas de inyección de seguridad.
 - Instalación del panel de abandono temporal de sala de control.
 - Ampliación del sistema de visualización de parámetros de seguridad.
 - Inclusión de diagrama de flujo en el panel P-9 reubicando manetas.
 - Instalación de cámaras de televisión en el pasillo del panel P-9.

El acoplamiento a la red después de la recarga número 25 se realizó el día 10 de septiembre de 2001. El mes de septiembre finalizó con la central acoplada a la red al 74% de potencia térmica. Con motivo de la pérdida de eficacia de las torres de refrigeración, se redujo la potencia térmica de la central para cumplir con los límites de temperatura autorizados en el embalse de Zorita.

El mes de octubre la operación comenzó con la central acoplada a la red al 74% y terminó al 92,2% de potencia térmica.

El mes de noviembre comenzó con la central acoplada a la red al 92,2% y finalizó acoplada al 94% de potencia térmica.

Por último, la potencia térmica durante el mes de diciembre varió entre el 95% a principios de mes, y el 96% a finales.

A lo largo del año 2001 la central ha producido 1.126,692 GWh de energía eléctrica bruta, con un factor de carga del 80,39% y un factor de operación de 87,88%. Se ha producido una única parada no programada el 18 de mayo de 2001, y una parada programada el 28 de julio de 2001 para la recarga de combustible.

La operación de la central transcurrió con normalidad, no habiéndose registrado incidentes con implicaciones radiológicas que pudieran afectar a las personas o al medio ambiente.

b) Autorizaciones

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

- Revisión 34 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del 28 de febrero de 2001, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión del día 31 de enero de 2001.
- Revisión 35 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del 3 de agosto de 2001, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión del día 25 de julio de 2001.
- Revisión 5 del Plan de Emergencia Interior, aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del 4 de enero de 2001, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión del día 12 de diciembre de 2000.
- Renovación de la autorización sobre protección física de los materiales nucleares, aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del 12 de diciembre de 2001, previo informe favorable del CSN,

acordado en su reunión el día 5 de diciembre de 2001.

- Revisión 36 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, aprobada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del 17 de enero de 2002, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión del día 12 de diciembre de 2001.

El Consejo de Seguridad Nuclear concedió directamente las siguientes apreciaciones favorables o impuso las siguientes instrucciones complementarias:

- En su reunión del día 17 de abril de 2001 acordó apreciar favorablemente el *Programa de mejora de la seguridad* estableciendo las siguientes instrucciones complementarias (IC):
 - En relación con la IC I.1, relativa a la disposición de los paneles de sala de control, el titular debe presentar un proyecto de detalle de las modificaciones de diseño de los paneles de sala de control a implantar en las recargas de los años 2001 y 2002. Además, en la fase de desarrollo de detalle de las modificaciones se debe incorporar una empresa independiente de las que hayan participado en el estudio y desarrollo de detalle, con objeto de asegurar que la implantación de la mejora se ajusta a los objetivos para los que fue diseñada.
 - En relación con la instrucción complementaria IC I.4, relativa a las actuaciones a llevar a cabo en caso de abandono de sala de control, adicionalmente a lo propuesto por el titular, se instalará un sistema fijo de extinción de incendios con actuación manual sobre los paneles P3. PE-1, P1-2 y P4. Dicho sistema se extenderá al panel 2P2 en el caso de que el estudio de temperaturas en salas de inversores, actualmente en curso, demostrara que, en caso de pérdida de ventilación, la temperatura

supera la de cualificación de equipos. En el panel P-9, se deberá mejorar la detección de incendios existente.

– En relación con la instrucción complementaria III.2, relativa a la cualificación de las penetraciones eléctricas de la contención No-1E, el titular debe completar la comprobación del par de apriete de las penetraciones eléctricas No-1E pendientes durante la recarga del año 2001. A partir de la recarga del año 2002, se realizará la comprobación del par de apriete al 5% del total de las penetraciones. Además, se establecerá un criterio de éxito y de aumento de la inspección de la muestra en caso de no cumplirse en alguna penetración dicho criterio de éxito.

– Se establece una nueva instrucción complementaria requiriendo la actualización del *Programa de mejora de la seguridad*.

- En su reunión del día 11 de julio de 2001 acordó apreciar favorablemente el uso del contenedor de 480 litros con residuos radiactivos sólidos reacondicionados generados por la central nuclear José Cabrera.
- En su reunión de 25 de enero de 2001 acordó emitir una instrucción técnica sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales nucleares.
- En su reunión de 8 de febrero de 2001 se acordó emitir una instrucción técnica sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.

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 2001 se realizaron 21 inspecciones, de las que se

levantaron las correspondientes actas. Los objetivos de las mismas se describen en los párrafos siguientes. 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.

Las inspecciones realizadas trataron de los temas siguientes:

- Cumplimiento de la instrucción complementaria III.4 sobre evolución de temperaturas en salas de equipos importantes para la seguridad.
- Plan de emergencia interior y simulacro del año 2001.
- Regla de mantenimiento: general.
- Regla de mantenimiento: estructuras.
- Cumplimiento de la condición 2.b) del permiso de explotación: nueva edición del APS nivel 1.
- Revisión de aspectos de instrumentación y control en sistemas de seguridad y válvulas motorizadas.
- Cumplimiento de la condición 2.b) del permiso de explotación: nueva edición del APS nivel 2.
- Revisión de la aplicación del programa Alara en la recarga XXV.
- Revisión de temas de instrumentación y control en la recarga XXV.
- Sistemas eléctricos.
- Programa de inspección en servicio.

- Revisión de cálculos nucleares del ciclo de operación número 26.
- Cumplimiento de la normativa del país de origen sobre agarrotamiento de válvulas por temperatura o presión.
- Estado del enclavamiento administrativo de válvulas manuales de aislamiento de recinto de contención.
- Instrumentación de vigilancia sísmica.
- Cumplimiento de las instrucciones complementarias I.1 y I.2 del *Programa de mejora de la seguridad*.
- Mejoras implantadas en el sistema de detección de incendios.
- Revisión del análisis sobre el IPEEE sísmico.
- Medida de niveles y muestreo de agua subterránea en el emplazamiento.
- Programa de garantía de calidad.
- Gestión de residuos de baja y media actividad.

d) Apercibimientos y sanciones

El Consejo, en su reunión de fecha 31 de octubre de 2001, acordó apercibir a la central nuclear José Cabrera por los siguientes incumplimientos:

- Incumplimiento de la especificación 3.0.3 al no iniciar en el plazo de una hora las acciones necesarias para llevar la planta a parada durante las operaciones de subida y posterior bajada de nivel en el foso de combustible gastado realizadas el día 9 de mayo de 2001.
- Incumplimiento de la especificación 6.0.2.2. al no remitir un informe de suceso notificable en el plazo de 24 horas desde la entrada en el apar-

tado d) de la acción de la especificación 3/4.6.3.1, sobre aislamiento del recinto de contención, ó en la especificación 3.0.3.

- Adicionalmente, esta central no declaró la inoperabilidad ni registró adecuadamente las inoperabilidades de varios equipos de seguridad. Por todo ello, el CSN requirió al titular el establecimiento de las medidas correctoras pertinentes.

e) Sucesos

A continuación se describen los sucesos más relevantes ocurridos en la central en el año 2001. Todos ellos han sido clasificados con el nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Paradas automáticas del reactor

- El día 18 de mayo de 2001, cuando la central operaba al 94% de potencia térmica, debido a una tormenta se produjo, sucesivamente, la pérdida de alimentación en la línea exterior de 46 kV y el fallo en la transferencia a la línea exterior de 220 kV. La parada automática del reactor se produjo por bajo nivel en el generador de vapor. La central estuvo desacoplada seis horas y 55 minutos. El fallo de la transferencia de la alimentación eléctrica fue debido a la existencia de ensuciamiento en algunos contactos de relés que intervienen en la misma. El titular ha realizado un análisis de las prácticas de mantenimiento de estos relés.

Paradas no programadas

Ninguna.

Otros sucesos notificables

- A las 11:45 del día 5 de enero de 2001 al poner en servicio el desmineralizador del primario CH-14B con resinas nuevas, se produjo una subida de la temperatura media en el agua refrigerante del reactor por encima del valor de las especificaciones técnicas de funcionamiento durante un tiempo de 20 minutos.

El aumento de la temperatura media fue debido a una dilución de boro en el circuito primario en el lecho de resinas. Este proceso es conocido por el titular y controlado durante la puesta en servicio de desmineralizadores; sin embargo, este suceso se produjo debido a un error humano durante la maniobra.

No hubo consecuencias para la seguridad debido a la poca duración de la superación del límite de las especificaciones de funcionamiento y al aumento mínimo de la temperatura media respecto a ese límite.

- El día 18 de abril de 2001 a las 8:45, el titular observa, después de realizar una toma de muestras y análisis del agua del foso de combustible gastado, que la actividad es ligeramente superior a la indicada en las especificaciones técnicas de funcionamiento. El día 19 de abril de 2001 a las 17:20, la actividad volvió a los valores normales. La causa del suceso fue un error en la planificación en la tareas de cambio de las resinas del desmineralizador del foso de combustible gastado. El suceso no tuvo consecuencias ni para la seguridad ni para la protección radiológica de los trabajadores.
- El 21 de mayo de 2001, con la central operando al 93%, el titular informó de la superación del tiempo permitido por las especificaciones técnicas de funcionamiento, para devolver al estado operable varias válvulas manuales de aislamiento de contención que se encontraban inoperables debido a la realización de maniobras operativas. Debido a que las irregularidades en el control de estas válvulas fueron descubiertas por el Consejo de Seguridad Nuclear, el día 31 de octubre de 2002 el Consejo acordó apercibir a la central nuclear José Cabrera por incumplimiento de las especificaciones de funcionamiento.
- El 8 de agosto de 2001, el titular notificó la actuación de la línea de emergencia del tren A

debido a falta de tensión de la barra de emergencia correspondiente ocasionada por una actuación humana inapropiada.

- El 5 de septiembre de 2001, cuando la central se encontraba en parada por recarga, se produjo arranque de las motobombas de agua de alimentación auxiliar por señal de bajo nivel en el generador de vapor. La señal se produjo por error en el montaje de los transmisores de nivel de rango total del generador de vapor.
- El 8 de septiembre de 2001, con la planta arrancando desde la recarga, se produjo arranque de las motobombas de agua de alimentación auxiliar por señal de bajo nivel en el generador de vapor. La causa del suceso, al igual que en el suceso del párrafo anterior fue la existencia de deficiencias en el montaje de la modificación de diseño señalada.
- El 13 de diciembre de 2001, el titular declaró inoperable un banco de barras de control debido a malfuncionamiento en el ciclador maestro encargado de establecer la secuencia de movimiento de barras.

1.1.2.2. Central nuclear Santa María de Garoña

a) Actividades más importantes.

Durante 2001 la central realizó una parada para recarga de combustible, desde el 4 de marzo hasta el 16 de abril. Durante el resto del año, la planta operó a la potencia térmica nominal, con excepción de diferentes reducciones de potencia, llevadas a cabo los días 26 de enero, 16 de febrero, 29 de julio, 27 y 28 de agosto y 28 de octubre para realizar el ajuste o cambio de secuencia de barras de control y pruebas de especificaciones de funcionamiento y de la reducción progresiva de potencia térmica llevada a cabo, desde el 1 de febrero hasta el 4 de marzo, como fase previa a la parada para recarga.

Durante la parada para recarga de combustible de la instalación, el titular realizó actividades de mantenimiento, encontrándose entre las principales la revisión y reparación de la turbina y el alternador, revisión del sistema de inyección de refrigerante a alta presión, revisión y reparación de las cajas del condensador y de calentadores de agua de alimentación y revisión de los generadores diesel, así como, actividades de inspección de los elementos internos de la vasija. En el transcurso de la parada para recarga se llevó a cabo, asimismo, la sustitución de las tuberías del sistema de rociado del núcleo en el interior de la vasija.

La energía eléctrica bruta total producida durante el año fue 3.575,312 GWh. El factor de carga medio fue el 87,58% y el factor de operación medio fue el 88,35%.

El 30 de marzo, la central declaró una situación de prealerta de emergencia por pérdida de energía exterior. Coincidiendo con el arranque de una bomba de condensado, actuó la protección diferencial del transformador de arranque abriendo los interruptores de alimentación a las barras A y B de 4,16 kV, produciéndose la pérdida de energía eléctrica exterior debido a que los transformadores de reserva estaban en descargo por un permiso de trabajo. El generador diesel 2 arrancó y acopló. El generador diesel 1 falló en el arranque.

El simulacro anual de plan de emergencia interior se realizó el 20 de junio. El escenario simulado este año correspondió a la ocurrencia, durante una situación operativa de medida de radiación en *Off-gas* anormalmente alta, de una pérdida total de corriente alterna exterior, estando uno de los generadores diesel en mantenimiento, y posterior rotura no aislable de una tubería de vapor al condensador de aislamiento. En dicho escenario se simuló, posteriormente, el disparo del diesel en servicio, por actuación de su protección diferencial y un error humano que impidió hacer oportunamente la despresurización de emergencia de la

vasija, llegando a ser necesaria la apertura del venteo de la contención.

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 17 del estudio de seguridad por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de febrero, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 26 de enero el dictamen técnico correspondiente.
- Autorización para almacenar combustible del diseño GE-14 en la piscina de combustible irradiado (Región I) por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de febrero, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 26 de enero el dictamen técnico correspondiente.
- Aprobación de la revisión 44 de las especificaciones de funcionamiento por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 6 de marzo, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 21 de febrero el dictamen técnico correspondiente.
- Autorización para cargar el núcleo y operar con combustible del diseño GE-14 por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 8 de marzo el dictamen técnico correspondiente.
- Aprobación de la revisión 19 del estudio de seguridad, por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 8 de marzo el dictamen técnico correspondiente.

- Aprobación de la revisión 45 de las especificaciones de funcionamiento, por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 8 de marzo el dictamen técnico correspondiente.
- Autorización para la desclasificación de aceites usados con muy bajo contenido en actividad por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de junio, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 17 de abril el dictamen técnico correspondiente.
- Autorización para almacenar combustible del diseño GE-14 en la piscina de combustible irradiado regiones I y II por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de octubre, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 26 de septiembre el dictamen técnico correspondiente.
- Aprobación de la revisión 21 del estudio de seguridad por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de octubre, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 26 de septiembre el dictamen técnico correspondiente.
- Autorización para el ejercicio de actividades de importación y exportación de materiales nucleares, así como, su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 5 de diciembre el dictamen técnico correspondiente.
- Aprobación de la revisión 15 del *Reglamento de funcionamiento* por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de enero de 2002, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 12 de diciembre el dictamen técnico correspondiente.

- Aprobación de la revisión 46 de las especificaciones de funcionamiento por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de Enero de 2002, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 12 de diciembre el dictamen técnico correspondiente.

Durante 2001 el CSN estableció a Nuclenor las instrucciones técnicas complementarias siguientes:

- Instrucción técnica emitida el 25 de enero de 2001 sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN.
- Instrucción técnica emitida el 8 de febrero de 2001 sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.

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 2001 se realizaron 31 inspecciones a la central. 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 ellas fueron los siguientes:

- Análisis de inestabilidades correspondiente al ciclo 22 de operación.
- Evaluación de la seguridad de la recarga correspondiente al ciclo 22 de operación.
- Análisis del accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) correspondiente al ciclo 22 de operación y análisis de criticidad de la piscina de combustible irradiado.
- Control de la configuración del simulador de alcance total.

- Programas de formación del personal con y sin licencia.
 - Gestión de la experiencia operativa y gestión del análisis de la aplicabilidad de los requisitos solicitados por el organismo regulador en el país de origen del proyecto.
 - Diseño e instalación del nuevo sistema de agua fría esencial y de los sistemas de ventilación.
 - Sistemas de instrumentación y válvulas motorizadas.
 - Verificaciones del montaje de la modificación del sistema de rociado del núcleo.
 - Pruebas de capacidad del sistema de rociado del núcleo después de la modificación.
 - Suceso notificable ocurrido el 4 de marzo.
 - Ejecución de requisitos de vigilancia de sistemas eléctricos durante la parada para recarga y modificaciones de diseño.
 - Plan de reducción de dosis (Alara) durante la parada para recarga.
 - Arranque de la central posterior a la parada para recarga.
 - Sucesos notificables ocurridos los días 29 y 30 de marzo.
 - Programa de vigilancia radiológica ambiental.
 - Programa de erosión-corrosión.
 - Diseño de la sala de control, el SPDS y el panel de parada remota.
 - Operatividad del Plan de emergencia interior y asistencia al simulacro anual.
 - Plan de seguridad física.
 - Programa de verificación sísmica de equipos.
 - Retorno a la operabilidad de sistemas de seguridad y de sistemas importantes para el riesgo.
 - Relevo del turno de operación, estado operativo de la planta, y funcionamiento de las comunicaciones fuera de la jornada normal.
 - Sistema de vigilancia sísmica de campo libre.
 - Calibraciones de la torre meteorológica.
 - Rango de fuego de las mantas cerámicas.
 - Implantación de las guías de gestión de accidentes severos.
 - Aplicación del programa de garantía de calidad a los procesos de gestión de modificaciones de diseño y de desarrollo de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad.
 - Aplicación de la regla de mantenimiento a estructuras.
 - Aplicación de la regla de mantenimiento durante el ciclo 21 de operación.
 - Programa de vigilancia y control hidrogeológico.
- d) Apercibimientos y sanciones**
Durante 2001, el CSN no propuso la apertura de ningún expediente sancionador a Nuclenor, ni le realizó ningún apercibimiento.
- e) Sucesos**
Los sucesos más destacables ocurridos durante 2001 se describen a continuación. Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares.

Paradas automáticas no programadas

Durante el año no se produjo ninguna parada automática no programada del reactor.

Paradas manuales no programadas

La central no llevó a cabo paradas manuales no programadas

Otros sucesos notificables

- El 8 de enero se produjo el aislamiento automático de la contención debido a un cortocircuito durante la realización de la prueba de vigilancia de la instrumentación que causa aislamiento de la contención por alta radiación en la descarga de la ventilación del edificio del reactor.
- El 4 de marzo se realizó el aislamiento manual del sistema de purificación del agua del reactor para detener una salida de agua de dicho sistema al edificio del reactor. El suceso tuvo lugar durante la preparación de un filtro de precapa del sistema, al quedar parcialmente abierta la válvula de aislamiento de salida del filtro, debido al fallo de la misma. El operador de reactor observó una bajada del nivel de la vasija y después de ponerse en contacto con el rondista cerró las válvulas de aislamiento del sistema de purificación del agua del reactor para detener el descenso del nivel de la vasija. Se drenaron al edificio del reactor aproximadamente 6 m³ de agua y barros del filtro. El rebose se condujo al edificio de tratamiento de residuos y se acotaron y limpiaron las áreas afectadas.
- El 6 de marzo se produjo el aislamiento automático de la contención, debido a la desactivación de la lógica del canal A de aislamiento por alta radiación en la descarga de la ventilación del edificio del reactor, a causa de la pérdida de tensión en la barra A del sistema de protección del reactor. Dicha pérdida de tensión fue debida a la apertura por mínima tensión de los interruptores de salida del transformador al arrancar

la bomba A del sistema hidráulico de accionamiento de barras de control.

- El 29 de marzo se produjo el aislamiento automático de la contención, debido a la desactivación de la lógica del canal A de aislamiento por alta radiación en la descarga de la ventilación del edificio del reactor, a causa de la pérdida de tensión en la barra A del sistema de protección del reactor. Dicha pérdida de tensión se produjo durante la transferencia rápida de la alimentación a las barras A y B de 4,16 kV desde el transformador de arranque al transformador de reserva.
- El 30 de marzo se produjo la pérdida total de energía eléctrica exterior al actuar la protección diferencial del transformador de arranque mientras estaban indisponibles los transformadores de reserva debido a trabajos de mantenimiento. El generador diesel 2 arrancó y acopló. El generador diesel 1 falló en el arranque. Se declaró situación de prealerta de emergencia.

1.1.2.3. Central nuclear de Almaraz

a) Actividades más importantes

Unidad I

La Unidad ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año, excepto por una parada automática no programada el día 12 de abril y por las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas.

Además de la citada parada no programada, durante el año 2001 han tenido lugar dos sucesos de inoperabilidad de monitores de radiación, dos sucesos relacionados con malfunciones en una tarjeta del sistema de protección y un suceso relacionado con el sistema de las barras de control, que se describen en el apartado de sucesos

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fué de 8.458,35 GWh, habiendo estado aco-

plada a la red 8.747,5 horas. El factor de carga ha sido del 99,19% y el factor de operación del 99,86%.

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

Unidad II

La unidad ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año, excepto por las paradas automáticas no programadas del día 27 de febrero y 2 de noviembre y por las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas.

Además de las citadas paradas no programadas, durante el año 2001 ha tenido lugar una parada para recarga, que comenzó el día 13 de octubre, un suceso de inoperabilidad de monitores de radiación, dos sucesos relacionados con malfunciones en una tarjeta del sistema de protección y un suceso relacionado con el aislamiento de válvulas de purga de los generadores de vapor, que se describen en el apartado de sucesos.

El día 12 de octubre se redujo potencia hasta el desacoplamiento de la unidad de la red a las 0:00 horas del día 13, dando así comienzo a las actividades para la decimotercera recarga de combustible.

Las actividades más destacables desarrolladas durante la recarga, al margen de la carga de 64 elementos combustibles nuevos, fueron la inspección visual de la vasija del reactor y de la placa inferior del núcleo, inspección de elementos combustibles, inspección por corrientes inducidas del 9% de tubos del generador de vapor número 3, sustitución de internos en la bomba de refrigeración de reactor número 2, pruebas de fugas de penetraciones del recinto de contención y la inspección de ambos trenes de salvaguardias tecnológicas

y generadores diesel asociados. Todas las actividades se desarrollaron con resultados satisfactorios.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fué de 7.884,75 GWh, habiendo estado acoplada a la red 8.238,5 horas. El factor de carga ha sido del 91,6% y el factor de operación del 94,05%.

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

Unidades I y II

El día 21 de noviembre se realizó un simulacro general del PENCA (Plan de emergencia nuclear de Cáceres), con el fin de evaluar la respuesta conjunta de la central, medios provinciales y nacionales de la organización de emergencia y la operatividad de los medios de que se dispone. Con anterioridad, el 24 de mayo, se realizó el simulacro de emergencia interior de la central. En ambos se obtuvieron resultados satisfactorios.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2001 el CSN emitió 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 y el Reglamento de Funcionamiento, siendo los cambios más significativos los originados por cambios organizativos derivados de 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 30 de mayo de 2001, basada en el dictamen del CSN de 7 de mayo, autorizando la revisión nº 60 y 55 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de octubre de 2001, basada en el dictamen del CSN de 26 de septiembre, autorizando la revisión nº 61 y 56 de las especificaciones técnicas de las unidades I y II.
- 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, autorizando la revisión nº 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.
- Informe del CSN sobre la revisión del Reglamento de Funcionamiento. Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de diciembre del año 2001, basada en el dictamen del CSN de 5 de diciembre de 2001, autorizando la revisión nº 13 del Reglamento de Funcionamiento. La revisión se debió a los cambios de la estructura de la organización de explotación tras la fusión de las organizaciones de Almaraz – Trillo.
- Informe del CSN sobre la revisión del Plan de emergencia interior. Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de enero del año 2001, basada en el dictamen del CSN de 13 de diciembre de 2000, autorizando la revisión nº 12 del Plan de emergencia interior. La revisión estuvo motivada por la implantación en la central de las guías de gestión de accidentes severos.

- Informe del CSN sobre la renovación de la autorización del Real Decreto de Protección Física de Materiales Nucleares. Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre del año 2001, basada en el dictamen del CSN de 5 de diciembre de 2001, autorizando la renovación de la autorización del Real Decreto por un período de dos años a partir del 14 de diciembre.

Instrucciones técnicas e instrucciones técnicas complementarias del CSN

- Instrucción técnica de 25 de enero sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales.
- Instrucción técnica de 8 de febrero sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.
- Con fecha 18 de septiembre el CSN acordó establecer nuevas instrucciones técnicas complementarias a la autorización de explotación, en relación con modificaciones a efectuar derivadas de las anteriores instrucciones complementarias nº 20 sobre idoneidad de la línea de Mérida, nº 21 sobre modificaciones a realizar en sistemas eléctricos y nº 24 sobre mejoras en la ventilación del edificio de combustible, todas ellas asociadas a la autorización de explotación en vigor.

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 2001 se realizaron 32 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.
- Piscina de combustible irradiado: inspección de los cálculos de temperaturas en la piscina de combustible irradiado con el modelo de cálculo "Ecosim".
- PVRA: inspección al Programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA).
- Estudio de seguridad: inspección para comprobar modificaciones introducidas en la revisión AC-11 del Estudio de Seguridad.
- Instrucciones complementarias: inspección sobre el estado de cumplimiento de las instrucciones complementarias asociadas a la autorización de explotación.
- Garantía de calidad: inspección a diversos aspectos del Programa de garantía de calidad.
- Válvulas: inspección sobre aspectos de PL & TB *pressure locking and thermal binding* en válvulas de la central.
- Plan de emergencia interior: inspección sobre actividades de mantenimiento del PEI y realización del simulacro de emergencia interior del año 2001.
- Química: inspección de diferentes aspectos relacionados con la química a mantener en diferentes sistemas de la central.
- Análisis Probabilista de Seguridad: Cuatro inspecciones, a lo largo del año, sobre el IPEEE sísmico (Individual Plant Examination for External Events).
- Experiencia operativa: inspección sobre incidentes.
- Residuos: inspección sobre gestión de residuos y almacenes asociados.
- Edificio de combustible: inspección sobre la instrucción complementaria nº 24 asociada a la autorización de explotación relacionada con mejoras a incorporar en la ventilación del edificio de combustible.
- Protección contra incendios: modificaciones de diseño implantadas y proyecto piloto sobre hallazgos en mantas cerámicas antifuego.
- Seguridad física: inspección sobre el estado general del Programa de seguridad física en la central.
- Efluentes: inspección sobre el control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Combustible: inspección a ENUSA sobre aspectos asociados a la recarga de octubre en la unidad-II (13R2).
- Cualificación ambiental: inspección sobre el desarrollo del Programa de cualificación ambiental (ICA).
- Mantenimiento eléctrico: inspección sobre la ejecución de mantenimiento correctivo y preventivo así como de los requisitos de vigilancia de ETFs de los equipos y sistemas eléctricos y de instrumentación y control.
- Sumidero final de calor: inspección sobre la propuesta de mejora del sumidero final de calor mediante aspersores.
- Instrumentación: inspección a actividades de recarga relacionadas con válvulas motorizadas e instrumentación de sistemas.

- Sistemas eléctricos: inspección a actividades de recarga relacionadas con revisión de resultados de pruebas en baterías y asistencia a pruebas de los generadores diesel durante la recarga 13R2 de la unidad-II.
- GGAS: Inspección al proceso de implantación de las guías de gestión de accidentes severos (GGAS).
- Hidrogeología: inspección al Programa de vigilancia hidrogeológica.
- Sismicidad: inspección al Programa de vigilancia sísmica.
- Protección radiológica: inspección al Programa Alara sobre protección radiológica en la recarga de la unidad-II.
- Pruebas nucleares: inspección al Programa de pruebas nucleares durante el arranque posterior a la recarga 13R2 de la unidad-II.
- Instrumentación: inspección a la instrumentación de sistemas y válvulas motorizadas.
- ISI: Inspección al Programa de inspección en servicio.

d) Apercebimientos y sanciones

- Orden Ministerial del Ministerio de Economía, de 26 de abril de 2001, que resuelve el expediente sancionador al explotador responsable de la central nuclear de Almaraz, por incumplimiento de una condición de la autorización de explotación y de la obligación de notificar al CSN en relación con las deficiencias detectadas en el sumidero final de calor.

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

- El 12 de abril de 2001, con la unidad-I al 100% de potencia, a las 00.45 horas del día 12 de abril, se produjo una parada automática del reactor debido a la parada automática de la turbina, en combinación con una potencia superior al 10%. El origen fue un transitorio de presión en el sistema de lubricación de la turbina cuando se procedía a poner en servicio el segundo enfriador de aceite del sistema durante un cambio rutinario de trenes del sistema.

Normalizada la situación, el reactor se hizo nuevamente crítico a las 10.25 horas y se acopló la unidad a la red a las 12.53 horas.

Unidad II

- El 27 de febrero de 2001, con la unidad II al 100% de potencia, a las 09.18 horas del día 27 de febrero, se produjo la parada automática del reactor durante la realización de la exigencia de vigilancia de verificación de interruptores de disparo de reactor, ME-PV-01.01, al abrir inadvertidamente el interruptor principal durante una de las maniobras asociadas al procedimiento en cuestión.

Tras la recuperación de la unidad, y el cumplimiento de los necesarios requisitos de vigilancia, se hizo nuevamente crítico el reactor a las 16.40 horas y se acopló la unidad a la red a las 21.45 horas del mismo día.

- El 2 de noviembre de 2001, con la unidad II al 1% de potencia, a las 18 horas y durante el proceso de subida de carga de la unidad tras la parada para recarga, se produjo la parada automática del reactor por pérdida de tensión en el canal nuclear de rango intermedio N-35, debido a la actuación de las nuevas protecciones eléctricas más sensible introducidas en la recarga.

El mismo día 2 se hizo nuevamente crítico el reactor, acoplándose la unidad a la red a las 03.54 horas del día 3, y dándose por finalizada asimismo la decimotercera parada de recarga (13R2).

Posteriormente, se han introducido modificaciones adicionales en las protecciones eléctricas para evitar su actuación durante las actuaciones habituales previstas.

Paradas no programadas

Ninguna.

Otros sucesos notificables

- Inoperabilidad de monitores de radiación

Los días 20 de abril y 29 de septiembre en unidad-I y 14 de diciembre en unidad-II se produjo la pérdida momentánea de los monitores de radiación RM1-RE-6791 y 67903 (gases y partículas del recinto de contención) por pérdida de tensión a los monitores.

- Inoperabilidades de los trenes del SSPS

Los días 31 de julio y 2 de octubre, en la unidad I, durante la realización de la prueba de vigilancia mediante el procedimiento OP1-PV-03.20/03.21, se detectó una anomalía en el circuito del canal IV de actuación del sistema de rociado de la contención. Se declaró inoperable el tren B del SSPS, al comprobarse que la causa era una anomalía en la tarjeta universal A-209. En ambos casos se sustituyó la correspondiente tarjeta. La anomalía sólo afectaba a la señalización en panel de sala de control de luces de estado de actuación del rociado, y por tanto estaba operable la lógica de actuación.

Adicionalmente, con objeto de corregir la situación de las protecciones eléctricas tras la parada automática del reactor ocurrida en la unidad II el día 2 de noviembre, los días 8 y 9 de noviembre se procedió al incremento de rango de protección

eléctrica de las cabinas lógicas de los trenes A y B del SSPS, declarándose ambas inoperables durante el período de trabajo en las mismas.

- Inoperabilidad del sistema de control de barras.

El día 8 de mayo, en la unidad I, se produjo la inoperabilidad del banco de parada A cuando, a petición de la sección de Ingeniería, se intentó cambiar su posición desde 228 pasos a 231.

Se demostró que el fallo estaba en el control de barras, no afectando a la caída de las mismas caso de haberse requerido. Se cambió la tarjeta de entrada a la cabina lógica, quedando subsanada la anomalía.

- Aislamiento de válvulas.

El día 15 de febrero, en la unidad II, se produjo el aislamiento de las válvulas de purga de los generadores de vapor 1 y 2, BD2-HV-7614 A/B, como consecuencia de una oscilación de tensión en las fuentes de alimentación del secuenciador del tren B de salvaguardias. Las válvulas actuaron cerrando, que es su función de actuación de seguridad.

- Arranque del generador diesel 2DG.

El día 31 de octubre, en la unidad II, estando en parada fría, modo 5, y durante la realización de comprobaciones de actuación de las lógicas de disparo del reactor y salvaguardias tecnológicas en el tren A, se produjo el arranque del generador diesel DG2-2DG, por actuación de los relés de inyección de seguridad. No se produjo el acoplamiento del diesel al no ser necesario.

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 2001, con

diversas variaciones de carga para la realización de pruebas periódicas, por necesidad de mantenimiento o de producción, y con las paradas no programadas que se citan en el apartado sucesos, además de la parada programada para la 15ª recarga que tuvo lugar del 8 de septiembre al 5 de octubre.

En la parada para recarga, se han realizado las actividades habituales de descarga de elementos combustibles, mantenimiento preventivo y correctivo, implantación de modificaciones de diseño, inspección en servicio (tubos del generador de vapor "B", entre otras), pruebas de fugas de penetraciones (LLRT), inspección de las penetraciones *canopy-seals* y superficie de la tapa de la vasija, carga de combustible y pruebas nucleares de arranque de ciclo.

Se han inspeccionado visualmente, con resultado satisfactorio, los elementos combustibles irradiados. Se sustituyeron los cabezales de seis elementos combustibles de las mismas características de los elementos de la recarga anterior, en los que se había observado una separación de la placa de sujeción de los resortes de la tobera superior.

La energía eléctrica bruta generada en el año 2001 ha sido de 8.121,090 GWh, el factor de carga del 90,18% y el de operación del 92,24%.

Unidad II

La unidad ha operado al 100% de potencia nuclear de forma estable durante todo el año 2001, con diversas variaciones de carga para la realización de pruebas periódicas o por necesidad de producción, y con las paradas no programadas que se citan en el apartado sucesos, además de la parada programada para la 13ª recarga que tuvo lugar del 24 de febrero al 22 de marzo.

En la parada para recarga, se han realizado las actividades habituales de descarga de elementos combustibles, mantenimiento preventivo y correctivo,

implantación de modificaciones de diseño, inspección en servicio (tubos del generador de vapor "A", entre otras), pruebas de fugas de penetraciones (LLRT), inspección de las penetraciones de la tapa de la vasija, reparación de la junta de sellado *canopy-seals* de dichas penetraciones, carga de combustible y pruebas nucleares de arranque de ciclo.

Se ha modificado la turbina de alta presión para adaptarla a la nueva potencia nuclear, tras el aumento de la misma efectuado en la recarga anterior.

Se han inspeccionado visualmente, con resultado satisfactorio, los elementos combustibles irradiados. Se sustituyeron los cabezales de 28 elementos combustibles por las mismas razones expuestas en la unidad I.

La energía eléctrica bruta generada en el año 2001 ha sido de 8.159,440 GWh, el factor de carga del 90,92% y el de operación del 92,67%.

Unidades I y II

Se ha realizado el simulacro de emergencia interior el día 28 de noviembre de 2001.

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, el CSN elaboró informes para las siguientes autorizaciones:

Unidad I

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 20 de septiembre de

2001 por la que se aprueba la revisión nº 62 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 5 de septiembre de 2001.

Unidades-I y II

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de marzo de 2001 por la que se aprueba la revisión nº 61 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la nº 61 de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 8 de marzo de 2001.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 5 de julio de 2001 por la que se aprueba la revisión nº 11 del Reglamento de Funcionamiento de la central nuclear Ascó I y II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 31 de mayo de 2001.
- Órdenes ministeriales de 1 de octubre de 2001 por las que se conceden autorizaciones de explotación a las centrales nucleares Ascó I y Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 22 de agosto de 2001.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre de 2001 por la que se renueva la autorización sobre protección física de materiales nucleares, así como su manipulación procesado, almacenamiento y transporte de la central nuclear Ascó I y II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 5 de diciembre de 2001.
- 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 nº 62 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 8 de febrero de 2002 por la que se aprueba la revisión nº 64 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Ascó I y la nº 63 de la central nuclear Ascó II, previo informe favorable del CSN, acordado en su reunión de 19 de diciembre de 2001.

El Consejo de Seguridad Nuclear impuso las siguientes instrucciones técnicas e instrucciones técnicas complementarias:

- Instrucción técnica de 25 de enero de 2001 sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales nucleares.
- Instrucción técnica de 8 de febrero de 2001 sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.
- Instrucciones técnicas complementarias de 4 de octubre de 2001 a la autorización de explotación de la central nuclear Ascó I y central nuclear Ascó II.

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 2001 se realizaron 28 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.

Algunas inspecciones fueron comunes a ambas centrales: de tipo genérico, relativas a la revisión periódica de la seguridad (RPS), al proceso de validación y de implantación de la guías de gestión de accidentes severos, al IPEEE sísmico, y a la organización de la explotación. Otras se realizaron verificando aspectos relacionados con la 15ª recarga de la central nuclear Ascó I y con la 13ª recarga de la central nuclear Ascó II. También se efectuaron inspecciones en relación con la vigilancia de los efectos de los movimientos del terreno de Ascó II. Los objetivos de las mismas se describen a continuación.

Genéricas y relativas a la RPS:

- Plan de emergencia interior y presenciar el simulacro de emergencia anual.
- Actividades para garantizar la protección física de la instalación
- Proceso de calibración de la instrumentación meteorológica del emplazamiento
- Revisión de diseño de sala de control.
- Gestión de suministros
- Formación y reentrenamiento del personal con y sin licencia de la central.
- Programas de gestión de vida útil, de vigilancia de tuberías susceptibles de ser afectadas por el fenómeno de erosión-corrosión y de inspección de los *thimble tubes*.
- Calificación ambiental de equipos.
- Sistemas nucleares: modificaciones de diseño (MD), estudio de seguridad y bases de diseño en el período de la RPS.
- Sistemas eléctricos: MD, bases de diseño, incidentes y normativa en el período de la RPS.

Programa mantenimiento fiabilidad generadores diesel.

- Sistemas de instrumentación y control (MD e incidentes en el período de la RPS).
- Estructuras, sistemas y componentes mecánicos (MD, fundamentos y bases de diseño en el periodo de la RPS).
- Experiencia operativa (ajena y propia) y la nueva normativa del país de origen del proyecto en el período de la RPS.
- Sistemas auxiliares (Agua, ventilación y PCI). bases de diseño y temas pendientes de la RPS.

Recargas:

- Actividades sobre válvulas motorizadas y sistemas de instrumentación y control en la 13ª recarga de combustible de la central nuclear Ascó II y en la 15ª recarga Ascó I.
- Aspectos organizativos relacionados con la protección radiológica y la aplicación del criterio Alara en la 13ª recarga de combustible de central nuclear Ascó II y en la 15ª recarga Ascó I.
- Actividades de inspección de las penetraciones reparadas de la cabeza de la tapa de la vasija de la central nuclear Ascó II.

Vigilancia de los efectos de los movimientos del terreno:

- Comprobaciones relativas al basculamiento y la orientación del edificio de contención de la central nuclear Ascó II
- Comprobación de temas mecánicos y estructurales de los informes de estado de la planta frente a levantamientos del terreno en la central nuclear Ascó II.

Otras:

- Inspección IPEEE sísmico.
- Proceso de validación y de implantación de la guías de gestión de accidentes severos.
- Nueva organización explotación de la central nuclear Ascó- central nuclear Vandellós II. Revisión del Reglamento de funcionamiento.

d) Apercebimientos y sanciones

Apercibimiento del CSN de 31 de octubre de 2001 por incumplimiento de la autorización de explotación, al haberse producido diferentes cambios de titularidad de la central nuclear Ascó I y central nuclear Ascó II sin que se hayan presentado las oportunas solicitudes para la autorización de tales cambios.

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 con nivel 0.

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

- 5 de octubre de 2001. Señal de parada automática del reactor por alto flujo de rango fuente desde modo 3.

Dentro del periodo de recarga, durante el transcurso de operaciones de parada de la unidad, en el momento de la ejecución de las instrucciones contenidas en el apartado 5.6 de la instrucción IOG-06 “De mínima carga a espera caliente”, los fusibles del rango fuente estaban extraídos, al no haberse ejecutado el apartado 5.2 de la instrucción debido a que la potencia era inferior al 5%. Al alcanzar la potencia el nivel de reposición del permisivo P-6 en el rango intermedio, se desbloqueó el disparo de reactor por alto flujo en rango fuente y se produjo la parada automática del reactor.

Paradas no programadas del reactor

- 23 de junio de 2001. Desconexión de la red por problemas en el transformador principal fase S.

Debido a una fuga de aceite en el transformador de medida de tensión de la fase S del parque de 380 kV. se procede a efectuar una reducción de carga y desacoplar el turboalternador de la red para sustituir el transformador afectado, quedando el reactor crítico.

Otros sucesos notificables

- 26 de septiembre de 2001. Disparo del generador diesel “B” por señal de baja presión en el circuito de agua de alta temperatura durante una prueba.

La baja presión de agua en el circuito de alta temperatura se produjo por malfuncionamiento de la bomba del sistema de agua de refrigeración de los generadores diesel 1/45P15B dañada por la existencia de un cuerpo extraño dentro del carrete de aspiración de la bomba que provoca el deterioro del impulsor y la baja presión en el circuito.

- 16 de noviembre 2001. Arranque del generador diesel B por señal de mínima tensión en barra 9 A, sin llegar a acoplar, a consecuencia de oscilaciones en la red de 110 kV, provocada en la red de 110 kV por el disparo de las líneas de Reus y Pradell durante una tormenta. Se para el generador diesel B a las 04:13 horas.

Unidad II

Paradas automáticas del reactor

- 22 de mayo 2001. Parada no programada de reactor al accionar por error la maneta SM-1011K a posición de “Disparo” durante la ejecución de una prueba de vigilancia periódica.

La causa de la parada fue la manipulación por parte del operador de reactor del SM-1011K (interruptor de control de DISPARO

MANUAL/REPOSICION DISPARO Tren A), accionándolo por error hacia la posición de disparo, en lugar de a la de reposición como solicitaba el procedimiento PV-92A-1.

Paradas no programadas del reactor

- 25 de octubre 2001. Parada no programada de la central nuclear Ascó II para sustituir el transformador averiado del centro de potencia 9B3.

El disparo del interruptor 52/B3T9A, por falta de aislamiento en los devanados del transformador del centro de potencia 9B3, provocó la indisponibilidad del centro de potencia 9B3 y sus centros de control de motores asociados 9C3-1 y 9C3-2, con el consiguiente impacto en las cargas que se alimentan de los mismos.

Debido a la inoperabilidad del centro de potencia 9B3 y las cargas que se alimentan del mismo, de acuerdo con las especificaciones de funcionamiento se llevó la planta a espera caliente y se procedió a sustituir el transformador averiado.

Otros sucesos notificables

- 20 de junio 2001. Salida de la diferencia de flujo axial fuera de la banda de maniobra durante la bajada rápida de potencia (Run-back) hasta el 70%, por un tiempo acumulado de 27 min.

La bajada rápida de potencia se produjo al 70%, al disparar la turbobomba "A" de agua de alimentación principal durante el transitorio del secundario ocasionado por el disparo de la bomba "C" de condensado por alta temperatura en cojinetes, junto con la malfunción de la válvula de retención V-32010 situada en la impulsión de la bomba de condensado.

- 9 de julio 2001. Pérdida de potencia exterior en barra 7 A con acoplamiento del generador diesel A, al producirse apertura del interruptor

52E-52/A1 de alimentación al transformador de arranque TAA-1 en el parque de 110 Kv, por perturbaciones en la red durante una tormenta. Se normalizó la alimentación de la barra 7 A, desacoplando el generador diesel A, parándose dicho generador a las 13:43 horas.

- 16 de noviembre 2001. Arranque del generador diesel B por señal de mínima tensión en barra 9 A, sin llegar a acoplar, a consecuencia de oscilaciones en la red de 110 kV, provocada por el disparo de las líneas de Reus y Pradell, durante el transcurso de una tormenta. Se para el generador diesel B a las 04:13 horas

1.1.2.5. Central nuclear de Cofrentes

a) Actividades más importantes

La central operó a plena carga hasta el día 21 de enero, en que se produjo una parada automática no programada, al disparar el reactor por alto flujo neutrónico; la duración total de la parada fue de 23 horas⁽³⁾.

El día 20 de febrero se desacopló el generador de la red para reparar una fuga de aceite en el sistema de control electrohidráulico de turbina; la duración total de la parada fue de 38 horas.

El día 24 de marzo se produjo una nueva parada no programada, habiendo sido necesario desacoplar el generador de la red, para reparar una avería del sistema de control electrohidráulico de turbina; la duración total de la parada fue de 46 horas. El día 17 de junio se produjo una parada no programada para reparar una avería en una bomba de recirculación; el arranque posterior se retrasó tras detectarse problemas en el generador diesel de emergencia de la división I, en las pruebas mensuales de operabilidad; la duración total de la parada fue de 97 horas.

3. Por duración total de la parada se entiende el intervalo entre el inicio de la misma (al nivel de potencia en que se encuentra la central cuando comienza la parada) y el instante en que la central vuelve a operar a plena potencia

El día 7 de octubre se produjo una nueva parada no programada, en cumplimiento de las especificaciones técnicas de funcionamiento, por detectarse alta conductividad en el refrigerante del reactor; las operaciones de limpieza del refrigerante prolongaron la parada; durante el arranque posterior, estando el generador acoplado, con la central operando a baja carga, se produjo disparo del generador (no causó disparo del reactor por encontrarse la central a baja potencia), debido a avería en un interruptor del parque de 400 kV; la duración total de la parada fue de 141 horas.

El día 4 de diciembre, estando la central en proceso de reducción de carga, para proceder a una reparación, se produjo una parada automática no programada, al disparar el reactor por disparo de la turbina; este disparo, a su vez, se produjo por actuación del relé de protección "Buchholtz" de la fase B del transformador principal; la duración total de la parada fue de 77 horas. Durante el resto del año la central ha efectuado diversas bajadas de carga por fallos en componentes, sin impacto en la seguridad, por exceso de potencia reactiva, o bien para realizar reparaciones, pruebas y reestructuración de barras de control.

El número de horas en que la central ha permanecido acoplada a la red ha sido 8.529, con una producción de 8.587,45 GWh de energía eléctrica bruta, y de 8.251,01 GWh de energía eléctrica neta, lo cual representa en el año un factor de carga de 95,60% y un factor de operación de 97,36%.

Durante el año 2001 no se efectuó parada para recarga de combustible, por lo que no se ejecutaron cambios de diseño importantes. No obstante, a lo largo del año se han desarrollado diversos análisis y documentos necesarios para la ejecución de cambios de diseño importantes en el año 2002, en el que se prevé, como hito principal, la autorización para la operación con la potencia térmica

aumentada hasta el 110% de la potencia térmica original (actualmente la potencia autorizada es el 104,2% de la original). Asimismo, se desarrollaron, como actividades significativas, trabajos de mantenimiento durante operación a potencia, de acuerdo con el programa previsto, en los siguientes sistemas y equipos:

- Calefacción, ventilación y aire acondicionado de la sala de control.
- Sistema de protección contra incendios (bomba eléctrica y bomba diesel).
- Sistema de aire comprimido esencial.
- Sistema de purga de pozo seco, alivio de presión, rotura de vacío y mezcla de la atmósfera de pozo seco y edificio de contención, y venteo de la contención.
- Sistema de aspersión del núcleo a baja presión.
- Sistema de transferencia de combustible.
- Sistema de evacuación del calor residual (lazos A y C).
- Sistema de reserva de tratamiento de gases.

El día 25 de abril se realizó el simulacro de emergencia anual. Tuvo lugar fuera del horario habitual de oficinas. El escenario incluyó una situación de emergencia general, con activación de la brigada contra incendios, grupo de rescate y primeros auxilios y personal de descontaminación y sanitario.

b) Autorizaciones

Durante el año 2001 se han concedido las autorizaciones, sobre las que el CSN ha remitido informe al Ministerio de Economía, y se han emitido la apreciación favorable e instrucciones complementarias siguientes:

- Desclasificación específica de residuos inertes de muy baja actividad. Aprobado mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de febrero de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 17 de enero de 2001
- Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas. Aprobado mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de febrero de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 17 de enero de 2001.
- Autorización de explotación, concedida por un periodo de 10 años. Autorizado mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 19 de marzo de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 21 de febrero de 2001.
- Revisión 32 de las especificaciones técnicas de funcionamiento. Aprobada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de octubre de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 26 de septiembre de 2001.
- Revisión 27 del estudio de seguridad, asociada al almacenamiento de combustible fresco a utilizar en el ciclo de operación 14. Autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de noviembre de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 31 de octubre de 2001.
- Almacenamiento de combustible fresco a utilizar en el ciclo de operación 14. Autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de noviembre de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión plenaria de 31 de octubre de 2001.
- Renovación de la autorización para el ejercicio de actividades de importación y exportación de materiales nucleares, así como su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte. Autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre de 2001, previo dictamen favorable del CSN, acordado en su reunión de 5 de diciembre de 2001.
- Revisión 13 del Reglamento de Funcionamiento. Autorizada 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 plenaria de 19 de diciembre de 2001.

El CSN remitió directamente al titular las siguientes Instrucciones técnicas complementarias:

- Instrucción técnica de 25 de enero de 2001 sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales nucleares.
- Instrucción técnica de 8 de febrero de 2001 sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.
- Instrucciones técnicas complementarias a la autorización de explotación. Estas instrucciones fueron acordadas por el CSN en su reunión de 21 de febrero de 2001 y remitidas al titular mediante carta de fecha 17 de abril de 2001, tras la concesión de la renovación de la autorización de explotación por el Ministerio de Economía. Estas instrucciones están asociadas tanto a las condiciones de la propia autorización de explotación como a la revisión periódica de la seguridad. Las asociadas a la autorización son referentes a: 1. Documentos oficiales de explotación; 2. Manual de Garantía de Calidad; 3.

Manual de Protección Radiológica; 4. Modificaciones de diseño; 5. Experiencia operativa; 6. Modificaciones de diseño previstas, implantadas o en curso de implantación; 7. Nueva normativa; 8. Formación del personal; 9. Vigilancia radiológica ambiental; 10. Dosimetría personal; 11. Gestión de residuos; y 12. Parada de recarga. Las asociadas a la revisión periódica de la seguridad son: 13. Revisión de la edición 0 de la revisión periódica de la seguridad; 14. Cumplimiento de la normativa del país origen del proyecto; y 15. Organización y factores humanos.

El CSN autorizó al titular las siguientes exenciones del cumplimiento de documentos oficiales de explotación:

- Exención temporal de la aplicación de la acción 3.3.1.d de las especificaciones técnicas de funcionamiento para el requisito de vigilancia 4.1.3.1.4.a.2, relativo a las válvulas del volumen de descarga del sistema de parada automática del reactor. Autorizada por el CSN, en su reunión de 29 de marzo de 2001.

c) Inspecciones

Durante el año 2001 se han realizado 26 inspecciones, de las que se han levantado las correspondientes actas. Los objetivos de las mismas fueron los siguientes:

- Calidad de la documentación y realización de auditorías de garantía de calidad.
- Control de efluentes líquidos y gaseosos.
- Aplicación del programa de garantía de calidad y gestión de suministros.
- Comprobaciones sobre el Plan de vigilancia radiológica ambiental.

- Revisión de diseño de la sala de control, panel de parada remota y sistema de visualización de parámetros de seguridad desde el punto de vista de factores humanos.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Sistemas auxiliares.
- Instalación de manorreductores para garantizar el rearme del scram. Pruebas de capacidad.
- Calibración de las torres meteorológicas.
- Mantenimiento del Plan de emergencia interior y realización del simulacro de emergencia anual.
- Programa de vigilancia y control de aguas subterráneas.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Sistemas nucleares y análisis de contención.
- Programa de pruebas periódicas de los sistemas de instrumentación.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Programa de garantía de calidad.
- Modificaciones de diseño. Aspectos mecánicos. *Pressure Locking* y *Thermal Binding* en válvulas motorizadas de compuerta.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Calificación ambiental.
- Requisitos de prueba para válvulas de aislamiento de presión.
- Suceso de inoperabilidad de generadores diesel de emergencia.

- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Análisis de contención.
- Revisión del análisis probabilista de seguridad (APS), nivel 1. Análisis de impacto de modificaciones en los análisis de incendios e inundaciones sobre el APS. Estado del APS, nivel 2. Mantenimiento y actualización del APS.
- Cumplimiento de la regla de mantenimiento. Aspectos generales.
- Cumplimiento de la regla de mantenimiento. Estructuras.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Análisis de contención. Asuntos pendientes.
- Comprobaciones sobre los equipos de vigilancia microsísmica.
- Licenciamiento del aumento de potencia al 110%. Sumidero último de calor.
- Metodología de análisis de recargas Giralda. Aspectos pendientes relativos al uso de código de cálculo Retran.
- Optimización de pruebas en servicio con criterios de significación para el riesgo. Cálculos.

d) Apercibimientos y sanciones:

No se realizaron apercibimientos ni se abrieron expedientes sancionadores a la central en el año 2001.

e) Sucesos:

Paradas automáticas no programadas:

- El 21 de enero se produjo una parada automática del reactor (scram) por actuación del sistema automático de protección contra inestabilidades termohidráulicas, tras producirse la transferencia a baja velocidad de las bombas de

recirculación, con la subsiguiente entrada en la zona de exclusión del mapa de operación potencia – caudal. Causa de la transferencia a baja de la velocidad de las bombas: fallo de componentes (cortocircuito en un relé que provocó la fusión de fusibles). La posterior actuación del sistema de protección contra inestabilidades que generó la señal de scram fue correcta. Principales actuaciones posteriores: sustitución de los componentes fallados y de otros similares.

- El 4 de diciembre se produjo parada automática del reactor (scram) por parada automática de la turbina y del generador principal, tras producirse la actuación del relé Buchholtz de una fase del transformador principal. Causa: deterioro del aislamiento del lado de alta tensión del transformador. Principales actuaciones posteriores: sustitución de la fase del transformador afectada, análisis de posibles causas y vigilancia reforzada del nuevo relé Buchholz y del funcionamiento del transformador los primeros días tras el arranque.

Paradas no programadas:

- El 17 de junio se produjo una parada no programada, por detectarse alta vibración en un cojinete guía del motor de una de las bombas de recirculación, componente del sistema de refrigeración del reactor. Causa: operación del cojinete con lubricación insuficiente, debido a una fuga de aceite y probable entrada adicional de agua al circuito. Principales actuaciones posteriores: desmontaje y comprobación del correcto funcionamiento de todos los circuitos afectados.
- El 7 de octubre se produjo una parada no programada, por detectarse alta conductividad en el refrigerante del reactor, lo que obligó a parar la central, de acuerdo con las especificaciones técnicas de funcionamiento. En paralelo, se detectó alto contenido de hidrógeno en los efluentes gaseosos y aumento del nivel de

radiación en las líneas de vapor principal. Causa: después de diversas investigaciones, se determinó que la causa era intrusión de aceite en el circuito, que había penetrado a través de una fuga en el circuito de cierre por aceite de una bomba de agua de alimentación, la cual, unida al caudal de fugas del circuito de cierre por agua de la bomba, había sido conducida al depósito de desagües de condensado; en dicho depósito se produjo una acumulación de aceite, desde donde habría pasado al circuito de refrigeración del reactor durante algún transitorio con aumento del caudal succionado del tanque de desagües. Principales actuaciones posteriores: reparación de la fuga de aceite y limpieza del circuito, especialmente del tanque de desagües de condensado.

Otros sucesos notificables:

- El 20 de febrero se produjo desacoplamiento de la turbina, tras la bajada de carga realizada para reparar una fuga no aislable. Causa: fuga de aceite de una línea de accionamiento a los actuadores de una válvula de control de turbina (Sistema de control electrohidráulico). Principales actuaciones posteriores: reparación de la fuga.
- El 23 de febrero, a instancias del CSN, se notificó que se había verificado, tras analizar el comportamiento de la planta después de la parada automática del 21 de enero, que no estaba garantizado el rearme del *scram*, una vez actuada la parada automática del reactor, por insuficiente suministro de aire a las válvulas piloto de las válvulas de *scram*. Causa: no se previó el mayor consumo de aire en el circuito derivado de la instalación de válvulas de nuevo diseño. Principales actuaciones posteriores: se requirió la autorización de exención de las especificaciones técnicas de funcionamiento que se ha descrito anteriormente, durante dos meses; para demostrar la aceptabilidad de la situación, la central emitió una justificación de continua-

ción con la operación, sobre cuya base se concedió la exención. Antes de finalizar dicho plazo, se realizó una modificación de diseño temporal (instalación de manorreductores en el circuito de aire) para garantizar el rearme. En la próxima parada de recarga se realizará una modificación de diseño que resuelva definitivamente el problema.

- El 27 de febrero se detectó la superación del plazo de ejecución de dos requisitos de vigilancia de las especificaciones técnicas de funcionamiento (RVs 4.7.7.1.1.c y 4.7.7.2.a, relativos al sistema de protección contra incendios). Causa: fallo en los controles administrativos. Principales actuaciones posteriores: mejoras en el control administrativos de pruebas.
- El 14 de marzo se produjo desacoplamiento de la turbina, tras la bajada de carga realizada para reparar una fuga no aislable. El suceso es en todo análogo al de 20 de febrero. Causa: fuga de aceite de una línea de accionamiento a los actuadores de una válvula de control de turbina (Sistema de control electrohidráulico). Principales actuaciones posteriores: reparación de la fuga y toma de medidas de vibraciones en todo el circuito.
- El 16 de marzo, con la central a plena potencia, se produjo la parada automática del generador diesel de emergencia de la división II, durante la prueba de operabilidad semestral (arranque en frío, acoplamiento, toma de carga y funcionamiento durante una hora). Causa: fallo en el contacto de un sensor de velocidad, que produjo la desenergización de un relé. Principales actuaciones posteriores: sustitución del relé y lacrado del contacto
- El 24 de septiembre, con la central a plena potencia, se produjo la parada automática del generador diesel de emergencia de la división I, durante la prueba de operabilidad semestral

(arranque en frío, acoplamiento, toma de carga y funcionamiento durante una hora). Causa: fallo en alguno de los reguladores del equipo (eléctrico o mecánico). Principales actuaciones posteriores: sustitución de ambos reguladores y verificación de funcionamiento correcto realizando pruebas del equipo adicionales a las rutinarias.

- El 10 de octubre, con la central a baja potencia, en proceso de arranque, se produjo la parada automática del generador principal, por actuación de relés de protección. No se produjo parada automática del reactor debido al bajo nivel de potencia (menor del 35%). Causa: un seccionador de salida del transformador principal no tenía completamente cerrada una de las fases. Principales actuaciones posteriores: reparación del seccionador.
- El 27 de diciembre, con la central a plena potencia, se produjo el aislamiento automático del sistema de enfriamiento del núcleo aislado, dejando inoperable el sistema. Causa: la actuación del aislamiento fue espuria; se debió al fallo de un transmisor de presión diferencial. Principales actuaciones posteriores: sustitución del transmisor.

1.1.2.6. Central nuclear Vandellós II

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando 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, y por la ocurrencia de una parada no programada motivada por la señal de bajo nivel de aceite del motor de la bomba C del refrigerante del reactor.

Además de la citada parada no programada, durante el año 2001 han tenido lugar dos sucesos

de arranque automático del agua enfriada esencial, y una fuga de agua borada del sistema de purificación de la piscina de almacenamiento de combustible que se describen en el apartado de sucesos.

El día 19 de septiembre 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.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año fué de 9.375,90 GWh, habiendo estado acoplada a la red 8740 horas. El factor de carga ha sido del 98,94% y el factor de operación del 99,78%.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2001 el CSN emitió 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 y el Reglamento de funcionamiento, siendo los cambios más significativos los originados por cambios organizativos derivados de la fusión de las organizaciones de explotación de las centrales de Ascó – Vandellós II 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 2 de noviembre de 2001, basada en el dictamen del CSN de 4 de octubre de 2001, autorizando la revisión nº 38 de las especificaciones técnicas.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2002, basada en el dictamen del CSN de 13 de diciembre, autorizando la revisión nº 39 de las especificaciones técnicas: 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 5 de julio del año 2001, basada en el dictamen del CSN de 1 de junio de 2001, autorizando la revisión nº 14 del Reglamento de funcionamiento. La revisión estuvo motivada por los cambios de la estructura de la organización de explotación tras la fusión de las organizaciones de Ascó-Vandellós II.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 18 de diciembre del año 2001, basada en el dictamen del CSN de 23 de noviembre de 2001, autorizando la revisión nº 6 del Plan de emergencia interior. La revisión estuvo motivada por cambios en la organización de la central mencionados.
- Autorización para el ejercicio de actividades de importación y exportación de materiales nucleares, así como, su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre, habiendo aprobado el CSN en su reunión de 5 de diciembre el dictamen técnico correspondiente.

Instrucciones técnicas complementarias del CSN

- Instrucción técnica de 25 de enero sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales.

- Instrucción técnica de 8 de febrero sobre el programa de formación relativo a las guías de actuación en caso de accidentes severos.
- Con fecha 3 de octubre el CSN aprobó la solicitud del titular de ampliar en cuatro meses el plazo de implantación de la instrumentación de vigilancia sísmica requerida por la instrucción técnica complementaria nº 14 asociada a la autorización de explotación en vigor.

Exenciones

- El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 31 de octubre de 2001, acordó autorizar una exención temporal por 72 horas del cumplimiento de la especificación técnica 3/4.9.11, nivel mínimo de agua de la piscina de almacenamiento, para poder reparar la fuga de agua del sistema de purificación asociado.

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 2001 se realizaron 21 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:

- APS nivel 1: Cálculos de evolución de temperaturas en salas con equipos de seguridad.
- APS nivel 1: Proceso de mantenimiento y actualización.

- Medidas compensatorias en equipos instalados sin demostración de su cualificación sísmica (interruptores y fines de carrera).
 - Programas de formación del personal con y sin licencia.
 - Nuevo sistema de vigilancia de parámetros de seguridad: revisión de su implantación desde el punto de vista de factores humanos.
 - Programa de calificación ambiental de equipos: Revisión de su desarrollo en el período 2000-2001.
 - Organización de explotación de las centrales de Ascó – Vandellós II.
 - Calibraciones de la torre meteorológica.
 - Pruebas funcionales: operabilidad/inoperabilidad de las válvulas de aislamiento de vapor principal.
 - Regla de mantenimiento y seguridad en parada en el ciclo 11 de operación.
 - Modificaciones diseño: gestión e implantación de cambios de diseño durante 2001.
 - Mejoras incorporadas en la base de datos de mantenimiento SIGMAN derivadas de la evaluación del análisis de datos del APS de nivel 1.
 - Plan de emergencia interior: presenciar la realización simulacro de emergencia en el 2001.
 - Protección contra incendios: modificaciones de diseño implantadas en el año 2000, prueba funcional de las barreras cortafuego, utilización de mantas cerámicas.
 - Revisión de diseño de la sala de control.
 - Prácticas de trabajo del Servicio de Operación para valoración dentro el programa ESFUC (evaluación de seguridad del funcionamiento de centrales nucleares).
 - Sistema de vigilancia microsísmica.
 - Revisión del análisis de seguridad de central nuclear Vandellós II debido al aumento de potencia de hasta 1,4% y a la actualización del diseño del combustible
- d) Apercibimientos y sanciones**
- El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 29 de marzo de 2001, acordó apercibir a la central nuclear Vandellós II por la superación de la potencia térmica nominal por un período superior a cuatro horas, durante la realización de las pruebas del coeficiente de temperatura del moderador, requiriendo la adopción de las medidas correctoras pertinentes.
- 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**
- Ninguna.
- Parada del reactor no programada**
- El día 14 de febrero, con la central al 100% de potencia, se inició la parada ordenada de la central hasta el modo 3 de operación, espera caliente. La parada estuvo motivada por la aparición de la alarma de alto nivel en el depósito de aceite del motor de la bomba C del refrigerante del reactor. La alarma se debió al fallo de la instrumentación de nivel de aceite. Tras comprobar que el nivel real de aceite en el depósito era correcto se procedió al arranque de la central ese mismo día.

Otros sucesos notificables

- El día 20 de mayo, con la central en modo 1, operación a potencia, se produjo una señal automática de arranque del sistema de agua enfriada esencial producida por el bajo nivel en el tanque de equilibrio el sistema. Durante el suceso, la central se mantuvo en operación a plena potencia.
- El día 13 de diciembre con la central en modo 1 de operación, se produjo el arranque automático del sistema de agua enfriada esencial como consecuencia de parada del sistema de agua enfriada no esencial. La parada de este sistema estuvo motivada por señal automática de bajo nivel en el tanque equilibrio. La central, durante el suceso, se mantuvo en operación a potencia.
- Fuga de agua borada del sistema de purificación de la piscina de almacenamiento de combustible.

El día 20 de septiembre durante una inspección de seguimiento de estructuras de la regla de Mantenimiento realizada por el titular, se detectó una fuga de agua borada a través de la pared exterior del edificio auxiliar. El agua procedía de la línea de aspiración del sistema de purificación de la piscina de combustible. El impacto radiológico en la zona no fue significativo, no se alcanzaron los niveles de clasificación del lugar como zona radiológica y tampoco se detectó contaminación desprendible en el muro afectado. Como solución a la fuga, el titular realizó una modificación de diseño para anular de forma permanente el tramo de tubería origen de la fuga.

- Defecto de fabricación en barras de control instaladas en el núcleo del reactor

El suministrador de las barras de control (FRAGEMA) comunicó al titular la existencia

de un defecto que afecta potencialmente a ocho conjuntos de barras de control instalados en el núcleo del reactor en la última recarga de combustible (septiembre de 2000). El defecto consiste en la presencia de microgrietas en dos soldaduras de la estructura de sujeción de las barras de control. Estas microgrietas tienen su origen en la presencia de contaminación en las soldaduras mencionadas, depositadas durante el proceso de mecanización de la estructura. Los análisis de propagación de la grieta realizados por el suministrador, indicaron que no habría riesgo de descuelgue de la estructura durante la operación de la central con estas barras de control, en caso de que estuvieran afectadas realmente, durante varios ciclos operativos. No obstante, el titular ha previsto la sustitución de los ocho conjuntos de barras en el siguiente ciclo de operación (abril de 2002).

1.1.2.7. Central nuclear de Trillo

a) Actividades más importantes

La central operó al 100% de potencia desde el inicio del año hasta el 26 de marzo, en que se comenzó la disminución paulatina de potencia para alargar el ciclo y el día 31, que paró la planta para la realización de la recarga anual de combustible.

En el mes de abril la central permaneció parada hasta el día 24 en que se alcanzó de nuevo la criticidad, realizándose el acoplamiento a la red el día 25.

Durante la recarga se llevaron a cabo las actividades propias de este periodo. Se realizaron 23 modificaciones de diseño, 14 de no-seguridad. Las actividades más relevantes incluidas en el programa fueron:

- Revisión de válvulas de turbina.

- Inspección por corrientes inducidas en el 9% de los tubos del generador de vapor 2.
- Cambio de dedos de dos lanzas de instrumentación.
- Inspección de sellos de las bombas principales.
- Revisión de las válvulas de cierre rápido del sistema de refrigeración de componentes esenciales.
- Pruebas de presión del circuito secundario (lado agua y vapor de las cadenas de alta presión y tanque de agua de alimentación).

Entre las modificaciones de diseño cabe resaltar la realización de las siguientes:

- Modificación de diseño que afecta al tendido de cables entre los edificios eléctricos, y edificio diesel, como acción preparatoria a la instalación de la 3ª línea de alimentación exterior, prevista en la próxima recarga del año 2002.
- Modificación para la resolución de los problemas detectados en la medida de nivel de las piscinas de elementos combustible gastado.
- Modificación del caudal descarga de unas válvulas del sistema de refrigeración de emergencia para aumentar su capacidad de descarga, adaptándola a las necesidades operativas.
- Modificación de compuertas del sistema de ventilación del edificio de emergencia.
- Modificación del valor de la temperatura de conexión de los ventiladores de las torres del sistema de agua de alimentación esencial.

Adicionalmente, durante la recarga se descubrió una deficiencia de diseño en las juntas de las com-

puertas de la piscina de combustible irradiado, según se explica en el apartado de sucesos.

Como hecho especial de la recarga cabe destacar que, en el proceso de negociación del convenio colectivo, que estaban manteniendo desde comienzos de año los sindicatos principales con representación en la empresa, se convocó una huelga, que comenzó el día 13 de abril y que afectó a los días festivos y parcialmente a los laborables hasta el día 24 de abril.

Desde el día 28 de abril hasta el final de mes la central operó al 100% de potencia aproximadamente.

En el mes de mayo la central funcionó de forma estable al 100% de potencia, con excepción del día 2, en que se produjo parada automática del reactor por bajo nivel en los generadores de vapor y el día 10, en que se produjo parada automática de la bomba de refrigerante del reactor YD30 D001.

En el mes de junio la central funcionó de forma estable al 100%, excepto el día 22, en el que se produjo la parada automática de la planta por avería del transformador BT02. La avería tuvo como origen el fallo del interruptor del regulador de tensión en carga y su reparación se extendió durante más de 82 horas.

La central continuó funcionando al 100% de potencia, con las siguientes excepciones: los días del 8 al 11 de julio se redujo potencia por aislamiento de un semicuerpo del condensador, para efectuar la búsqueda de fugas en el condensador, el día 3 de septiembre se produjo una pequeña reducción de potencia debido al fallo de una tarjeta electrónica del sistema de control de turbina, el día 6 de noviembre se produjo una pequeña reducción de potencia por fallo en el sistema de indicación de barras de control.

Del 11 al 15 de noviembre estuvo parada la planta para ajustar los valores de los parámetros químicos del secundario, por rotura de tubos del condensador, según se explica en el apartado de sucesos.

El día 17 de diciembre se redujo potencia hasta el 75% para ajustar los parámetros del alternador a los valores de curva de diseño, debido al aumento de la potencia reactiva demandada por la red, y los días 20 a 22 de diciembre y 25 a 28 del mismo mes se redujo la potencia unos 10 MW por aislamiento de un semicuerpo del condensador SD13B001, para buscar y reparar las fugas identificadas en los tubos.

La producción de energía eléctrica bruta durante el año 2001 fue de 8.425,629 GWh.

El simulacro anual de plan de emergencia interior se realizó el 12 de diciembre. El escenario simulado correspondió a un accidente de fuga en el edificio de reactor-anillo, con pérdida de la integridad del anillo, declarándose emergencia general (categoría IV), sin precisar la evacuación del emplazamiento. Cuando estaba este suceso en vías de solución, se simula un incendio en el edificio diesel, reclasificándose el accidente en categoría III.

b) Autorizaciones

De acuerdo con lo previsto en el apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2001 el CSN emitió informes para las autorizaciones siguientes:

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 12 de febrero de 2000, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 17 de enero de 2001, por la que se aprueba la revisión nº 3 de la revisión general de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de febrero de

2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 17 de enero de 2001, por la que se autoriza al titular de la central nuclear de Trillo para la utilización de cuatro elementos de combustible demostración 16x16-20 CNT (DEMOS) fabricados por Enusa, en posiciones bajo barras de control.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 8 de marzo de 2001, por la que se aprueba la revisión 4 de la revisión general de especificaciones de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 8 de marzo de 2001, por la que se autoriza a la central nuclear Trillo para la utilización de 4 elementos combustibles de demostración 16x16-20 CNT (DEMOS), fabricados por ENUSA, en ciclos de operación de hasta 14 meses.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 26 de marzo de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 25 de junio de 2001, por la que se aprueba la revisión 5 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 27 de julio de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 25 de julio de 2001, por la que se aprueba la revisión 6 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de octubre de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 3 de octubre de 2001,

por la que se aprueba la revisión 7 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Trillo.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 21 de diciembre de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 5 de diciembre, por la que se aprueba la revisión 9 del Reglamento de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 12 de diciembre de 2001, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 5 de diciembre de 2001, por la que se concede a la propiedad de la central nuclear de Trillo, la prórroga para el ejercicio de actividades de importación y exportación de los materiales nucleares, así como su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de la central nuclear de Trillo.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2002, previo informe favorable del CSN acordado en su reunión de 12 de diciembre de 2001, por la que se aprueba la revisión 8 de las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear de Trillo.

Instrucciones técnicas complementarias del CSN

- Instrucción técnica complementaria por la que se extiende el plazo de la instrucción complementaria de fecha 18 de noviembre de 1999, relacionada con la instalación y operabilidad del sistema de extracción y alimentación del refrigerante secundario del programa de accidentes severos, por acuerdo del CSN en su reunión 29 de marzo de 2001.
- Instrucción técnica complementaria de 25 de enero de 2001 sobre la calidad de los documentos oficiales de explotación y otra documentación que se remite oficialmente al CSN por los titulares de las centrales nucleares.

Exenciones

- Exención temporal de la aplicación del cumplimiento de las especificaciones de funcionamiento 4.2.1.1 y 4.3.1.2 de la central nuclear de Trillo, para poder vaciar y limpiar los generadores de vapor, tras el incidente de contaminación del secundario ocurrido el 11 de noviembre.

La exención fue aprobada por acuerdo del CSN en su reunión de 13 de noviembre de 2001.

c) Inspecciones

Durante el año 2001 se realizaron 18 inspecciones a la central nuclear de Trillo, de las cuales 15 fueron genéricas y tres específicas. Las desviaciones encontradas fueron corregidas o están en vía de resolución por el titular, siendo objeto de seguimiento por el CSN.

Los diferentes fines de las inspecciones realizadas en el año 2001 fueron los siguientes:

- Inspección para realizar la verificación de las unidades de refrigeración B y comprobación de los resultados de las pruebas de funcionamiento de las máquinas enfriadoras de estas unidades de refrigeración, que forman parte del sistema de ventilación del edificio de emergencia, UV3.
- Inspección al proceso y metodología seguido en relación con el programa informático asociado al procedimiento de prueba integral de presión de contención (ILRT).
- Inspección para verificar los cálculos y análisis correspondientes, en relación con el diseño estructural del edificio de almacenamiento de contenedores de combustible gastado.
- Inspección de seguimiento de la aplicación del programa Alara en la 13^a parada para recarga.

- Inspección genérica a los sistemas de instrumentación y control y válvulas motorizadas.
- Inspección al programa de garantía de calidad aplicado a los suministros y contratos, en la recarga del año 2001.
- Revisión y seguimiento de los sucesos notificables ocurridos desde enero a junio del año 2001.
- Inspección para completar información en relación con el número mínimo necesario de trenes del sistema de evacuación del calor residual, TH, recogidos en las especificaciones de funcionamiento, en modos 4 y 5. Cumplimiento del criterio de fallo único.
- Asistencia a la prueba de estanqueidad de las juntas hinchables de la compuerta de la piscina-cavidad, para comprobar la idoneidad de las modificaciones realizadas tras las fugas a través de dichas compuertas.
- Inspección de seguimiento al ISN relativo a la válvula de aislamiento VL51S006 del sistema de limpieza del condensador y cambiadores de calor, desmontaje y reparación.
- Inspección de seguimiento de la operación.
- Programa de movimientos del terreno e información periódica.
- Inspección programa de cualificación ambiental.
- Comprobación de modificaciones efectuadas en el sistema eléctrico.
- Experiencia operativa, aplicación de nueva normativa y formación.
- Comprobaciones sobre los informes de tarea de Iberinco asociados con la capacidad última de la contención de la central nuclear de Trillo.

d) **Apercibimientos y sanciones**

Durante el año 2001 no se ha producido ninguno.

e) **Sucesos**

Los sucesos notificables ocurridos en la central nuclear de Trillo durante el año 2001, fueron todos ellos clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares INES, con excepción del relativo a la fuga de la compuerta de la piscina de combustible gastado, ocurrido el 15 de abril, que fue clasificado como nivel 1 en la escala INES. Los sucesos notificables fueron los siguientes:

- Paradas automáticas no programadas.
 - El día 2 de mayo, se produjo la parada automática del reactor, por bajo nivel en los generadores de vapor, menor de 9 m, por funcionamiento incorrecto del grupo funcional RL00U001, al existir un puente provisional erróneo que mandaba señal la parada automática de la segunda bomba de agua de alimentación que impidió la reconexión de la misma, junto con una regulación inadecuada de los generadores de vapor.
 - El día 22 de junio, se produjo la parada automática del reactor, por pérdida de las tres bombas principales de refrigeración del reactor, debido a una avería en el conmutador de tomas del transformador auxiliar BT02.
- Paradas manuales no programadas
 - El 11 de noviembre se procedió a la parada manual de la central, por alta conductividad en los generadores de vapor, debida a la rotura de un tubo en el condensador. Una vez realizadas las tareas de limpieza de los generadores se volvió a acoplar la central a la red.
- Otros sucesos notificables

- El día 1 de abril, durante la realización de la transferencia desde el parque de 400kV a 132 kV, por fallo de un interruptor, se produjo baja tensión y frecuencia en la barra BW de 10 kV, generándose las señales del sistema de protección del reactor YZ/91/92/93, con arranque del generador diesel de salvaguardia GY30 y acoplamiento a su barra satisfactoriamente.
- El día 15 de abril, estando el acceso al edificio de contención cerrado por la prueba integral de presión, ILRT, se detectó bajada de nivel en la piscina de combustible gastado y superación del nivel establecido en las especificaciones de funcionamiento, por fuga de agua debida a la pérdida de presión de las juntas de la compuerta de la piscina de elementos combustibles.

Se iniciaron estudios para determinar las modificaciones necesarias para mejorar la estanqueidad del sistema de inflado de las juntas hinchables de la compuerta de la piscina de elementos combustibles. En el transcurso de dicho proceso, se detectó que los cálculos originales de la compuerta de separación cavidad/piscina, no consideraron las cargas de presión que se producirían en caso de accidente con pérdida de refrigerante primario (LOCA), lo que dio origen a la emisión de un nuevo informe de suceso notificable, el día 22 de mayo.

Como consecuencia de este nuevo suceso se ha identificado la necesidad de modificaciones adicionales en la compuerta. Sin embargo, hasta que se introduzcan dichas modificaciones, los estudios realizados sobre el comportamiento de la compuerta de la piscina de combustible, considerando las cargas de presión que se presentan en el accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA), concluyeron que los desplazamientos que se producirían en el marco de la compuerta en caso de LOCA son insignificantes y no influyen en el

comportamiento de las juntas y que las máximas tensiones y deformaciones que se producirían, no comprometen la integridad estructural tanto de la compuerta de la piscina de elementos combustibles como la de la zona del cofre. Incluso en el escenario más conservador, la bajada de nivel calculada en la piscina de combustible no cuestiona la capacidad de refrigeración de la misma.

Hasta que se realicen las modificaciones de diseño necesarias para corregir estas deficiencias, se ha implantado una orden al turno, en la que se indica al personal de operación las actuaciones a realizar para recuperar, en caso necesario, el suministro de aire a las juntas tras su aislamiento en caso de LOCA si se observa que el nivel en la piscina de elementos combustibles desciende de forma continuada, y siempre que la presión en contención sea menor de 0,5 bar.

- El día 16 de abril, se activó el sistema de protección contra incendios correspondiente a la zona de fuego C-09-02, del cubículo CO-643 del edificio auxiliar del reactor (ZC), motivado por el humo provocado por la fricción de las correas de transmisión de un ventilador de extracción de aire de zona controlada, con el aceite liberado por la rotura de un retén del embrague electrohidráulico.
- El día 18 de abril, se produjo el arranque del generador diesel de emergencia GY80, tras generación de las señales del sistema de protección del reactor YZ/71/72/73, tras haberse quedado sin tensión la barra correspondiente, durante la realización de la prueba de vigilancia del diesel de salvaguardias GY40, al perder el permisivo de prueba en el ordenador de criterios, por desconexión del ventilador de extracción de aire de zona controlada, TL20D111.

- El día 22 de abril, se produjo una fuga de refrigerante primario, de unos 2 Kg/s, en el cubículo donde se ubican las válvulas de venteo del circuito primario, por rotura de la manguera del útil utilizado durante la fase de venteo del circuito primario, al no ser retirado una vez finalizado el venteo y no ser estancas sus válvulas. La fuga fue superior al límite de las especificaciones de funcionamiento.
- El día 22 de abril se activaron las señales del sistema de protección del reactor, de aislamiento del generador de vapor 10, por alto nivel, debido a la descompensación de presión producida al abrir la válvula de aislamiento de vapor principal de dicho generador, por error de operación.
- El 27 de septiembre se produjo el arranque del generador diesel de emergencia GY60, por activación de las señales del sistema de protección del reactor YP71/72/73, al quedar la barra FP de emergencia de 380V sin tensión, durante la realización de la prueba periódica, por parada automática de dicho generador diesel.
- El día 3 de octubre, se produjo la activación de las señales del sistema de protección del reactor YZ/71/72/73, con arranque del generador diesel de emergencia GY60, al quedar la barra FP de emergencia sin tensión por disparo de dicho generador, durante la prueba periódica realizada para declarar operable el GY60.
- El 5 de octubre se declaró inoperable la bomba de borado adicional TW40D001, al detectarse que su motor de accionamiento giraba en sentido contrario al requerido.
- El día 8 de diciembre, por rotura de barreras contra incendio, se superaron los plazos para la toma de acción recogidos en especificaciones de funcionamiento.

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

Resumen de la operación

La instalación ha estado funcionando con normalidad durante el año, produciendo 342 elementos combustibles del tipo de agua a presión, con 122.329,64 kg de U y 280 elementos combustibles del tipo de agua en ebullición, con 50.006,41 kg de U. Los elementos se destinaron a varias centrales nucleares españolas y extranjeras.

La cantidad total expedida fue de 172.336,05 kg de U que es inferior al límite autorizado de 500.000 kg de U.

Se realizaron varias modificaciones en los procesos e instalaciones, entre ellas la modificación para fabricar combustible VVER-440 que es un tipo de combustible utilizado en las centrales nucleares de agua a presión de tecnología de la antigua Unión Soviética. Los elementos combustibles fabricados tienen como destino la central de Loviisa (Finlandia).

Se instaló una estación para el proceso automático de la inspección de pastillas rectificadas PWR, que permitirá reducir significativamente las dosis recibidas por los trabajadores, frente a la operación manual de inspección de pastillas.

Otra modificación significativa consistió en realizar mejoras en la cubierta de la nave de fabricación para impedir posibles encharcamientos residuales.

Se realizó el simulacro anual del Plan de emergencia interior el 4 de octubre, con presencia de dos inspectores del CSN y seguimiento de su completo desarrollo desde la sala de emergencias del CSN, que fue activada. El escenario de este año consistió en simular un error de operación por el que se almacenó un bidón con polvo de óxido de uranio en la zona de tratamiento de residuos, en la que no está autorizada la presencia de dicho material. Sobre este bidón se vertieron unos 20 litros de agua provocando una situación de criticidad con efectos de irradiación externa a tres trabajadores, que fueron trasladados inmediatamente a un centro hospitalario especializado. El resto de los trabajadores fue evacuado de la instalación, excepto los técnicos necesarios para controlar la situación derivada del accidente. Se controló la situación, de manera que no tuvo consecuencias radiológicas en el resto del personal de la instalación ni en el exterior de la fábrica. Se clasificó de forma preliminar como de nivel 3 dentro de la Escala INES.

Autorizaciones concedidas

- El 2 de abril, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación para fabricar combustible VVER-440 y la revisión 12 del *Estudio de Seguridad*, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 8 de marzo.
- El 30 de mayo, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la exención temporal de la realización de requisitos de vigilancia de las especificaciones técnicas de funcionamiento, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 7 de mayo.
- El 4 de junio, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación del detector de fugas y la revisión 13 del estudio de seguridad, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 7 de mayo.
- El 27 de julio, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación para automatizar el proceso de inspección de pastillas rectificadas en la línea 3 PWR, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 25 de junio.
- El 22 de noviembre, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 10 del Plan de emergencia interior, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 31 de octubre.
- El 12 de diciembre, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la prórroga de la autorización para el ejercicio de actividades de importación y exportación de materiales nucleares, así como su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte, que había sido informada favorablemente por acuerdo del Consejo de 5 de diciembre.

Inspecciones

Durante el año se realizaron 16 inspecciones con objeto de realizar comprobaciones visuales y documentales sobre los siguientes temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica:

- Operación y modificaciones de diseño.
- Proceso de revisión de documentos oficiales de explotación.
- Garantía de calidad de las actividades relacionadas con la seguridad de la fábrica y con la calidad del producto fabricado.

- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Operatividad del Plan de emergencia interior y simulacro de emergencia.
- Ejecución del programa de vigilancia de las aguas subterráneas.
- Impermeabilización y drenaje en la cubierta de la nave de fabricación.
- Proceso de calibración de la estación meteorológica.
- Ejecución del programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Operatividad del Plan de protección física.
- Impacto en la seguridad estructural de la nave de fabricación derivado de la propuesta de modificación para aumentar la potencia del puente grúa de elementos combustibles PWR.

Las desviaciones detectadas en dichas inspecciones han sido corregidas totalmente, o están en curso de corrección, bajo el control del CSN.

Sucesos

Durante el año no se produjo ningún suceso notificado, con posibles efectos en la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación.

Programas de mejora de la seguridad

Los principales programas de mejora de la seguridad que se acometieron en la fábrica fueron:

- Mejoras en el sistema de protección contra incendios, implantando nuevas compuertas resistentes al fuego, con objeto de que todos los filtros secundarios del sistema de ventilación dispongan de dichas compuertas, aguas arriba y aguas abajo, para garantizar el confinamiento del material nuclear en caso de incendio. Se han

instalado termómetros en las cabinas donde se procesa polvo de uranio de forma agresiva, con señalización en el centro de control, para detectar inmediatamente cualquier conato de incendio en dichas cabinas.

- Automatización de las actividades que tienen asociado un mayor riesgo de exposición de los trabajadores, poniendo en operación la primera estación de inspección visual de pastillas rectificadas. Durante unos meses de operación se evaluarán sus resultados con el fin de sustituir progresivamente el resto de estaciones de inspección manual por estaciones automáticas.
- Actualización del estudio de criticidad de la fábrica. Se está realizando una revisión completa de dicho estudio, aplicando la última versión del código SCALE y el estado del arte en la materia, con la finalidad de aumentar la confianza en el margen de seguridad de todos los procesos en los que se almacena o manipula material nuclear.

Dosimetría personal

En el año 2001 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 429. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 25 mSv. persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,40 mSv/año, lo que supone un porcentaje del 0,79% con respecto al límite anual. En la figura 1.57 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 124 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y a 195 personas mediante análisis de excretas. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (actividad mínima detectable por la técnica de medida).

Figura 1.57. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta de fabricación de combustible óxido de Juzbado

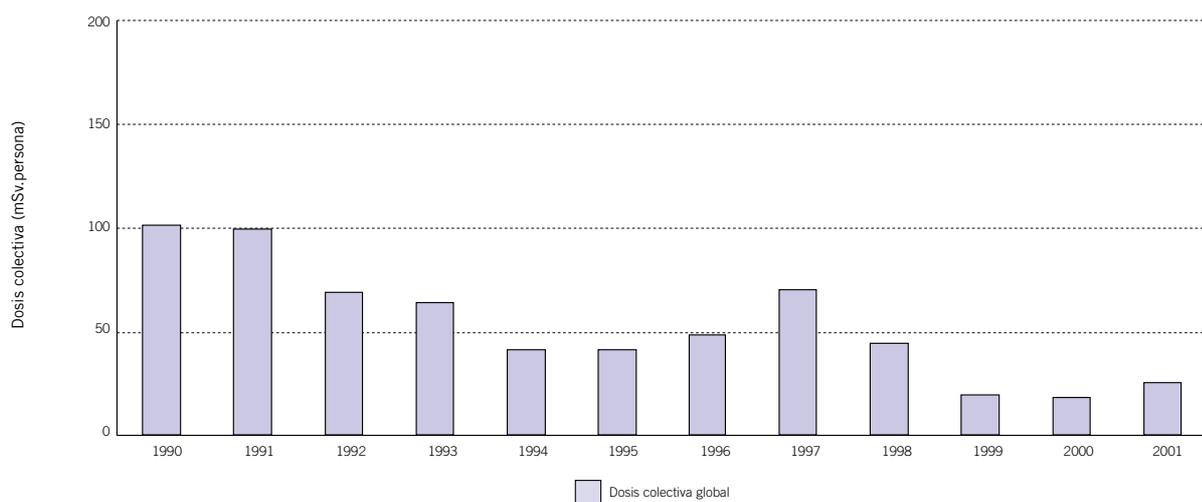


Tabla 1.13. Emisión de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente. Juzbado 2001

Efluentes	Actividad alfa total	Máxima concentración
	(MBq)	(kBq/m ³)
Líquidos	25,47	30,85
Límite	12.000	222
Gaseosos	0,040	–
Límite	192	–

Efluentes

En la tabla 1.13 se muestran los datos de actividad de los efluentes líquidos y gaseosos emitidos durante el año 2001. 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 2001 no es significativo, representando dichos valores una pequeña fracción de los límites autorizados.

Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) que se llevan a cabo alrededor de las instala-

ciones 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 2000, 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.

Tabla 1.14. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Juzbado 2000

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	4,97 10 ⁻⁵	298/311	9,14 10 ⁻⁶
Alfa total	(8,31 10 ⁻⁶ - 1,13 10 ⁻⁴)		
Espectrometría alfa			
U-234	6 10 ⁻⁷ (3,70 10 ⁻⁷ - 8,90 10 ⁻⁷)	6/6	1,50 10 ⁻⁷
U-235	< LID	0/6	7 10 ⁻⁸
U-238	4,60 10 ⁻⁷ (2,70 10 ⁻⁷ - 7,40 10 ⁻⁷)	6/6	1,40 10 ⁻⁷
TLD	1,31	80/80	-
(mSv/año)	(9,16 10 ⁻¹ - 2,08 10 ⁰)		

Tabla 1.15. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Juzbado 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/10	1,09 10 ³
Espectrometría alfa			
U-234	3,87 10 ¹ (1,10 10 ¹ - 6,90 10 ¹)	9/10	1,35 10 ¹
U-235	2,90 10 ⁰	1/10	7,05 10 ⁰
U-238	2,84 10 ¹ (1,10 10 ¹ - 6,90 10 ¹)	9/10	1,23 10 ¹

Tabla 1.16. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Juzbado 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,19 10 ¹	1/12	2,34 10 ¹
Beta total	1,21 10 ² (7,27 10 ¹ - 2,07 10 ²)	9/12	7,00 10 ¹
Beta resto	< LID	0/12	7,00 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	2,80 10 ⁰	1/2	1,59 10 ⁰
U-235	< LID	0/2	1,02 10 ⁰
U-238	1,30 10 ⁰	1/2	1,79 10 ⁰

Tabla 1.17. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Juzbado 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,80 10 ² (2,07 10 ² - 9,02 10 ²)	8/8	7,11 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	1,53 10 ¹ (7,20 10 ⁰ - 3,70 10 ¹)	8/8	3,26 10 ⁻¹
U-235	9,24 10 ⁻¹ (3,20 10 ⁻¹ - 2,20 10 ⁰)	7/8	2,05 10 ⁻¹
U-238	1,51 10 ¹ (6,70 10 ⁰ - 3,80 10 ¹)	8/8	2,97 10 ⁻¹

Tabla 1.18. Bultos de residuos radiactivos generados en el año 2001 en la fábrica de Juzbado (EGF)

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
Fábrica de Juzbado	16,51	210	116

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 2001 (EGF)

	Bidones generados (1)	Bidones reacondicionados (1)	Bidones evacuados (1)	Bidones almacenados (1)	Capacidad almacenes (2)	Ocupación almacenes (2)
Fábrica de Juzbado	2.828	606	116	2.106	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.

En las tablas 1.14 a 1.17 se presenta un resumen, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación, de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de las tablas se incluye,

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

Los resultados obtenidos son similares a los de 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 del El Cabril

Resumen de las actividades más destacables

En el año 2001, 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 como consecuencia del incidente de la fusión de una fuente de Cs-137 en la factoría de Acerinox.

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 2001, en la instalación se recibieron 6.401 bultos de residuos radiactivos de media y baja actividad: 5.980 procedentes de centrales nucleares, 239 de instalaciones radiactivas y 182 procedentes de Acerinox; asimismo, se recibieron 1.635 unidades de contención, igualmente con residuos radiactivos, de las cuales 1.276 procedían de instalaciones radiactivas, 8 de instalaciones nucleares y 351 de Acerinox.

Durante el año 2001 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 han realizado medidas sobre residuos sin acondicionar, con el objeto de comprobar la evolución de los factores de escala y definir nuevos factores de escala, así como asociar el valor de actividad en emisores alfa de lotes de bultos.

Durante el año 2001 se realizaron las operaciones de cierre de la celda N-04 y se iniciaron las operaciones de cierre de la celda N-11. De las comprobaciones efectuadas en inspección realizada a las operaciones de cierre de la celda N-04 se constató que las mismas se realizaron sin ninguna incidencia digna de mención. A 31 de diciembre de 2001 el número de celdas llenas era de doce, de las cuales once ya se encontraban 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 agosto de 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la autorización de explotación de la instalación nuclear estableciendo límites y condiciones a dicha autorización. Posteriormente, en octubre de 2001, fueron remitidas a Enresa instrucciones técnicas complementarias a la autorización de explotación.

En junio de 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la solicitud presentada por Enresa relativa a la aceptación de con-

tenedores metálicos de 480 litros generados por la central nuclear José Cabrera como unidades de almacenamiento de nivel 1.

En diciembre de 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la metodología desarrollada por Enresa para el cálculo de los factores de residuos radiactivos de baja y media actividad procedentes de centrales nucleares en operación.

Inspecciones

En el año 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó 13 inspecciones a diferentes actividades efectuadas en la instalación. El objetivo de éstas fue el siguiente:

- Comprobaciones visuales y documentales sobre la prueba de resistencia a ciclos térmicos del contenedor Ce-2a.
- Ensayos de caída libre y apilamiento de bultos de 480 litros generados por la central nuclear José Cabrera.
- Actividades realizadas en el cierre de la celda N-04.
- Actividades de control, verificación y mantenimiento de la red de control de infiltraciones y de la cobertura provisional de las celdas de almacenamiento.
- Desarrollo del Programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA).
- Comprobaciones de los sistemas eléctricos de la instalación.
- Seguimiento del Programa de garantía de calidad aplicado en la instalación.
- Comprobaciones de las modificaciones efectuadas en el almacenamiento temporal de contenedores ISO.
- Realizar mediciones de los niveles piezométricos y comprobar su evolución.

- Inspección a los procesos de aceptación de que son objeto los residuos de baja y media actividad acondicionados en los contenedores metálicos CMT.
- Proceso de calibración de la instrumentación meteorológica.
- Verificación de las actividades y estudios efectuados para la aceptación de los bultos de residuos almacenados temporalmente en módulos.
- Inspección a los procesos de aceptación de que son objeto los residuos de baja y media actividad generados y acondicionados en la central nuclear Vandellós II.

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 2001 no se produjo ningún suceso notificable.

Mejora de la seguridad

En la autorización de explotación concedida en el año 2001 se establece la necesidad de que antes del 31 de diciembre de 2003 el titular de la instalación presente una revisión periódica de la seguridad (RPS) que comprenda el periodo transcurrido desde el inicio de explotación de la instalación hasta la concesión de la autorización. Dicha RPS tiene como objetivo realizar una valoración global de la seguridad de la instalación y de las posibles mejoras a introducir teniendo en cuenta su estado actual, el de sus estructuras y componentes, así como las nuevas prácticas y normas de seguridad aplicadas en las instalaciones nucleares similares. Considerando el objetivo señalado el alcance que debe tener la RPS debe cubrir los siguientes aspectos:

- Experiencia de explotación de la instalación
- Experiencia relativa al impacto radiológico.
- Experiencia en el estudio de parámetros que inciden en la seguridad a largo plazo.
- Experiencia adquirida en la evaluación de la seguridad a largo plazo de la instalación.
- Cambios en la reglamentación y normativa.
- Programas de evaluación y mejoras de la instalación.

Por otra parte en la autorización de explotación se requiere que el titular de la instalación, en el plazo de dos años, se realice una revisión del estudio de seguridad que incorpore los resultados y conclusiones actualizadas de los estudios sobre los análisis de la seguridad a largo plazo de la instalación (*post-closure safety case*).

Dosimetría personal

En el año 2001, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almace-

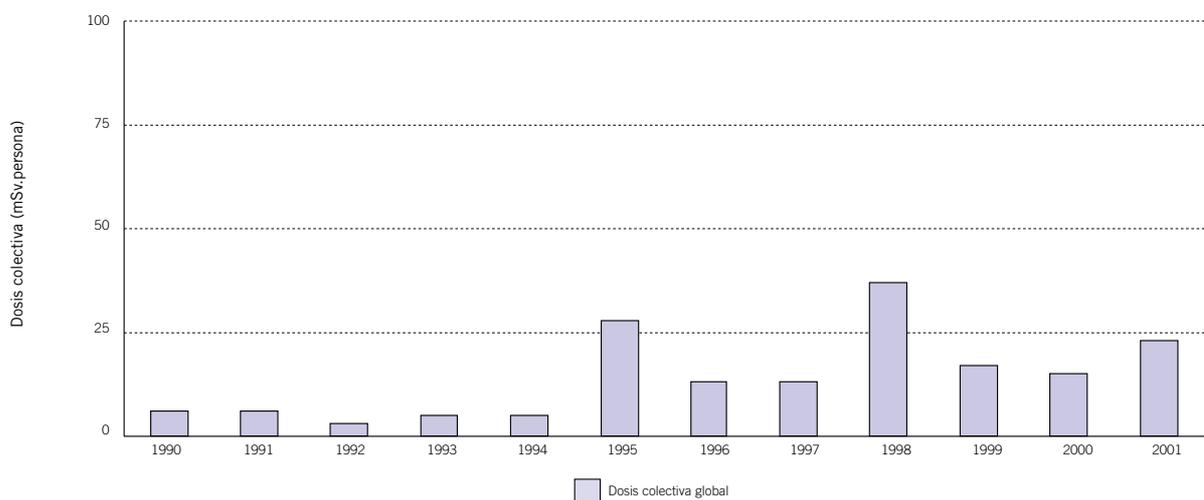
namiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 247. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 23 mSv.persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,66 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 1,31% 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

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 2001. Estos vertidos no representaron ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

Figura 1.58. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril



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 realizados por la instalación en el año 2000, 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 775 muestras y se obtuvieron del orden de 1.200 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

Tabla 1.20. Emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente. El Cabril. Año 2001

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Actividad beta total (Bq)	Actividad gamma (Bq)	Actividad Tritio (Bq)
Gaseosos	4,26 10 ³	9,98 10 ⁴	LID	3,70 10 ⁸

Tabla 1.21. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. El Cabril año 2000

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Aire			
(Bq/m ³)	5,54 10 ⁻⁴	310/312	3,03 10 ⁻⁵
Beta total	(6,10 10 ⁻⁵ - 1,47 10 ⁻³)		
Sr-90	3,50 10 ⁻⁶ (3,20 10 ⁻⁶ - 3,90 10 ⁻⁶)	3/24	4,28 10 ⁻⁶
H-3	2,68 10 ⁻³ (2,30 10 ⁻⁴ - 1,02 10 ⁻²)	18/24	7,79 10 ⁻⁴
C-14	6,27 10 ⁻² (1,58 10 ⁻² - 1,59 10 ⁻¹)	20/24	5,58 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/24	3,42 10 ⁻⁵
Cs-137	< LID	0/24	2,29 10 ⁻⁵
TLD (mSv/año)	1,27 (9,80 10 ⁻¹ - 2,51 10 ⁰)	127/127	-

Tabla 1.22. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). El Cabril año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	5,12 10 ⁰ (1,17 10 ⁰ - 2,50 10 ¹)	14/14	5,01 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	5,72 10 ⁻¹
Cs-137	1,04 10 ¹ (1,47 10 ⁰ - 2,23 10 ¹)	11/14	4,52 10 ⁻¹

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 importantes realizadas durante el año:

La producción de concentrados de uranio fue de 66.809 kg de U₃O₈, muy por debajo de los 950.000 kg autorizados. El inventario de concentrados en la instalación a 31 de diciembre fue de 918.409,7 kg de U₃O₈.

En 2001 no se realizaron actividades en la fábrica en cuanto a la producción de concentrados de U₃O₈ a partir del mineral de uranio extraído de las minas puesto que las actividades de extracción de mineral cesaron en el año 2000.

La situación de la instalación durante el año 2001 es de parada de actividades productivas, centrada en el tratamiento y acondicionamiento de aguas y agotamiento de la era de lixiviación estática. Lo que ha dado lugar a la producción residual de 66.809 kg de U₃O₈ que incluye la generada en el tratamiento de las pulpas procedentes de Wismut (Alemania), de donde se recibieron siete cisternas cargadas de pulpas de uranio procedentes de Wismut que contenían 31.397,5 kg de U₃O₈.

Se ha solicitado la disminución de la capacidad de producción de concentrados de uranio desde 950 toneladas de U₃O₈ anuales a 175 toneladas anuales de U₃O₈.

Se ha solicitado la parada definitiva de las secciones de trituración, clasificación y parque de minerales ya paradas desde 2000.

Autorizaciones

- El 30 de marzo de 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear aprecia favorablemente la revisión 3 del Manual de protección radiológica de la planta.
- El 5 de julio de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN, emitió una resolución aprobando la revisión 4 del Reglamento de funcionamiento de la planta.
- El 3 de diciembre de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo

informe del CSN, emitió una resolución aprobando la exención temporal de las especificaciones de funcionamiento 6.3 y 6.6 relativas al sistema de extinción de Halón y Sistema de Detección del sistema contra incendios.

- El 14 de diciembre de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución, previo informe del CSN, prorrogando la autorización para el ejercicio de actividades de importación, exportación de materiales nucleares, así como su manipulación, procesado, almacenamiento y transporte.

Inspecciones

Se realizaron seis inspecciones, cuyos objetivos fueron recabar datos y realizar comprobaciones documentales y visuales sobre los siguientes temas de seguridad y protección:

- Sobre la solicitud de ENUSA de exención temporal en las especificaciones técnicas de funcionamiento del sistema de protección contra incendios y revisión programada de la documentación y procedimientos del sistema de protección contra incendios. Como consecuencia se han requerido acciones correctoras sobre el sistema de detección y control del panel central contra incendios de la Planta Quercus y sobre notificación de sucesos.
- Muestreo de aguas subterráneas en los puntos de la red de vigilancia de aguas subterráneas y resultados del programa de vigilancia y control sobre las aguas subterráneas y fondos de las aguas subterráneas.
- Alcance y grado de implantación del plan de protección física vigente. Como consecuencia se han requerido mejoras.
- Comprobar el estado de desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Seguimiento de las actividades de explotación de la planta.

- Calibración de la instrumentación meteorológica y revisión de los procedimientos de calibración.

Sucesos

El día 28 de agosto en el curso de una tormenta, la caída de un rayo ocasiona daños en el panel de control central de sistema de protección contra incendios, quedando sin señalización y control automático. El sistema quedó operable manualmente.

Como consecuencia Enusa solicita la exención temporal de especificaciones de funcionamiento del sistema de protección contra incendios.

Durante el año 2001 no se ha producido ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente. Tampoco se ha producido incumplimiento de las condiciones límites de funcionamiento.

d) Apercibimientos y sanciones:

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del 25 de julio de 2001, acordó proponer un apercibimiento a Enusa Industrias Avanzadas por incumplimiento de la condición 4.1 del anexo 1 de la autorización de puesta en marcha con carácter definitivo, debido a que la nueva organización del centro y la modificación de los modos de operación consecuencia de la parada de actividades productivas (recogidas en la propuesta de rev. 4 del Reglamento de funcionamiento presentado en abril de 2001) se implantaron antes de ser aprobadas por la Dirección General de Política Energética y Minas e informadas por el CSN.

Dosimetría personal

En 2001, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio fueron 89. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,55 mSv. persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,14 mSv/año, lo que supuso un

porcentaje del 0,28% con respecto al límite anual. En la figura 1.59 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 2001. 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 Ele-

fante, actualmente en fase de desmantelamiento autorizada por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de fecha 16 de enero 2001.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2000, 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 1500 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 concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de estas tablas se incluye, asimismo, el valor medio anual de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las

Figura 1.59. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

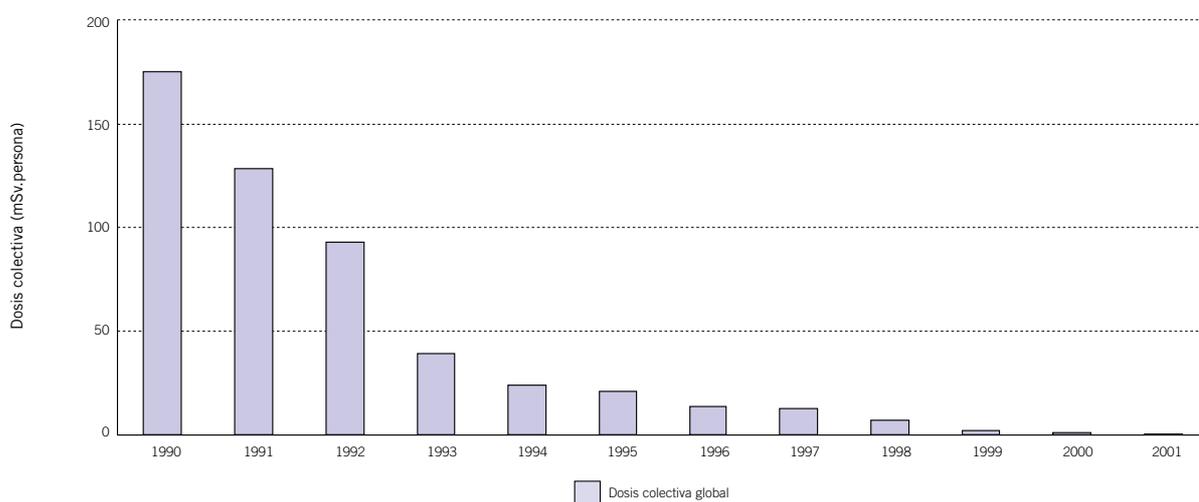


Tabla 1.23. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2001

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	2,55 10 ⁻²	0,04
Límite	1,64	3,75

Tabla 1.24. Emisión de efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2001

Efluentes	Actividad total (MBq)	Concentración media anual de polvo de mineral (mg/m ³)	Concentración media anual de polvo concentrado (mg/m ³)	
			Zona de secado	Zona de envasado
Gaseosos	9,96	3,14	0,034	0,061
Límites	-	15	5	5

Tabla 1.25. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Planta Quercus. Año 2000

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	1,00 10 ⁻⁴	318/318	7,87 10 ⁻⁶
Alfa total	(1,59 10 ⁻⁵ - 9,70 10 ⁻⁴)		
Ra-226	6,27 10 ⁻⁶ (1,66 10 ⁻⁶ - 1,96 10 ⁻⁵)	23/24	2,05 10 ⁻⁶
Pb-210	4,69 10 ⁻⁴ (2,55 10 ⁻⁴ - 8,12 10 ⁻⁴)	24/24	5,66 10 ⁻⁶
Uranio total	4,09 10 ⁻⁵ (1,93 10 ⁻⁶ - 1,03 10 ⁻⁴)	24/24	1,03 10 ⁻⁵
Th-230	2,39 10 ⁻⁵ (9,80 10 ⁻⁶ - 5,67 10 ⁻⁵)	23/24	6,36 10 ⁻⁶
TLD			
mSv/año	1,58 10 ⁰ (1,10 - 2,14)	88/88	

Tabla 1.26. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/4	1,23 10 ³
Uranio total	2,64 10 ¹ (2,10 10 ¹ - 3,61 10 ¹)	3/4	1,05 10 ¹
Ra-226	< LID	0/4	6,43 10 ²
Pb-210	< LID	0/4	3,91 10 ²
Th-230	< LID	0/4	2,95 10 ³

Tabla 1.27. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,16 10 ² (3,40 10 ¹ - 2,61 10 ²)	10/12	4,03 10 ¹
Ra-226	1,49 10 ¹ (4,99 10 ⁰ - 3,55 10 ¹)	9/12	3,87 10 ⁰
Pb-210	3,18 10 ¹ (1,05 10 ¹ - 8,29 10 ¹)	12/12	7,45 10 ⁰
Uranio total	8,70 10 ¹ (1,53 10 ¹ - 1,58 10 ²)	11/12	1,61 10 ¹
Th-230	2,15 10 ¹ (1,40 10 ¹ - 4,32 10 ¹)	12/12	5,03 10 ⁰

Tabla 1.28. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Planta Quercus. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,92 10 ² (1,31 10 ² - 1,39 10 ³)	40/44	1,22 10 ²
Uranio total	1,27 10 ² (1,04 10 ¹ - 1,08 10 ³)	44/44	2,34 10 ¹
Ra-226	5,71 10 ¹ (1,54 10 ¹ - 2,11 10 ²)	43/44	2,23 10 ¹
Pb-210	5,42 10 ¹ (1,37 10 ¹ - 1,61 10 ²)	44/44	7,38 10 ⁰
Th-230	1,17 10 ² (5,94 10 ¹ - 1,74 10 ²)	2/44	1,08 10 ²

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, *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.

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 18 instalaciones radiactivas operativas. Estas últimas disponen de límites y condiciones de funcionamiento, fijados por resolución de la Dirección General de la Energía, 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.

Ante los cambios de estrategia surgidos durante 2001 para llevar a cabo la ejecución del citado plan de mejora, el Consejo de Seguridad Nuclear solicitó al titular la presentación de una revisión del plan director aceptado por el Consejo, en el que se detallaban objetivos, alcance, organización, actuaciones y otros aspectos relacionados con la seguridad de ejecución del Pimic.

Durante 2001, el Ciemat continuó la caracterización radiológica del centro, parcelas O y U e instalación IN-03 y la rehabilitación de zonas y edificios: 20, 26, 30, 31 y 36. El Consejo ha apreciado

favorablemente la ejecución de las actividades de descontaminación del edificio 55.

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, está a la espera de iniciar su remodelación para la puesta en marcha como instalación radiactiva.

El resto de las instalaciones radiactivas no operativas, incluidas en el proyecto Pimic, (IN-03, planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación, 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, autorizados 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 Am-241 recuperadas para su remisión al Reino Unido para ser recicladas. En el año entraron en la instalación 570 cabezales de pararrayos y se desmontaron 544, que dieron lugar a 2.109 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 2 de abril de 2001, y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se dio por clausurada la instalación IR-20, rayos X para el estudio del estado sólido.

Por resolución de 15 de noviembre se modificaron los límites y condiciones de funcionamiento de la instalación IR-27, almacenamiento transitorio de residuos líquidos orgánicos radiactivos.

Por resolución de 12 de diciembre de 2001 se autorizó la prórroga para la autorización para el almacenamiento y manipulación de sustancias nucleares.

Sucesos reseñables

No se produjo ningún suceso de especial relevancia.

Inspecciones

Se realizaron seis inspecciones a las instalaciones que se encuentran paradas, y nueve al grupo de las que se encuentran operativas, no encontrándose desviaciones sobre las condiciones de control y mantenimiento o sobre las de operación, respectivamente.

También se realizaron cinco inspecciones de control, sobre el plan de protección física, el control médico de los trabajadores, las actividades de descontaminación contempladas en el Pimic, la emisión de efluentes líquidos y sobre la notificación de sucesos. No se apreciaron desviaciones significativas, a excepción de la primera de ellas en la que se observaron algunos aspectos que debían ser modificados o completados, lo que se comunicó mediante escrito de la Dirección Técnica.

Programa de mejora de la seguridad

Está pendiente por parte del Ciemat hacer una revisión del Plan general de emergencia radiológica interior del centro. Realizada la evaluación de la revisión del Manual de protección radiológica pre-

sentada en 2000, se comunicó a este organismo la necesidad de adaptar dicha revisión al nuevo *Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* (Real Decreto 783/2001 de 6 de julio).

Residuos radiactivos

Durante el año se retiraron 25 fuentes de Ra-226 con una actividad total de 3,17 GBq, en aplicación de resolución de intervención de la Dirección General de Política Energética y Minas, y de la aplicación del artículo 43 de la Ley 25/1964.

Se entregaron a Enresa 67 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 2001, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Ciemat fueron 334. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 8 mSv. persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,40 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,79% con respecto al límite anual. La figura 1.60 muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna se efectuaron controles mediante medida directa de la radiactividad corporal a 87 trabajadores y por análisis de orina a 6. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1% del límite de incorporación anual).

Efluentes

En la tabla 1.29 se resumen los valores del volumen y la actividad de los efluentes líquidos vertidos durante el año 2001, así como la concentración media en el punto de descarga, calculada como el cociente de ambos. Estos valores representan una pequeña fracción de los límites autorizados, por lo que no llevan asociado ningún riesgo radiológico significativo.

Figura 1.60. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de las instalaciones del Ciemat

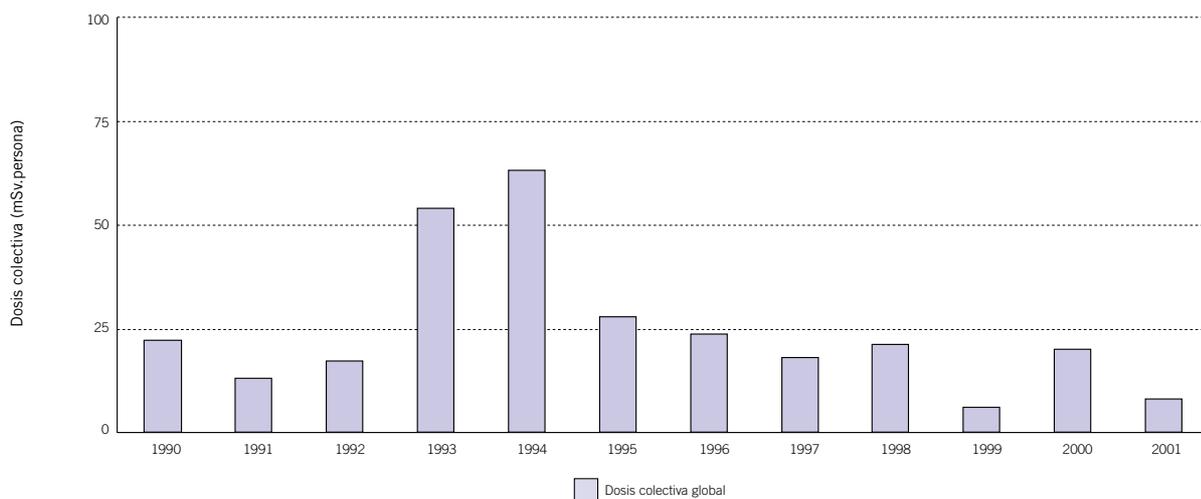


Tabla 1.29. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Ciemat. Año 2001

Efluentes	Actividad total (kBq)	Concentración media (kBq/m ³)
Líquidos	6,75 10 ³	8,65 10 ¹

De ahora en adelante el valor de concentración media que se incluye en la tabla 1.29 corresponde al valor calculado para el punto de descarga de las instalaciones, lo que supone que en el cálculo no se considera la dilución posterior que sufren los efluentes con el volumen total de agua vertido por el Centro.

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 2000, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la compleji-

dad 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 200 muestras y se realizaron del orden de 500 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/m³). Ciemat. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	5,78 10 ⁻⁵ (2,14 10 ⁻⁵ - 1,17 10 ⁻⁴)	41/52	2,35 10 ⁻⁵
Beta total	5,46 10 ⁻⁴ (1,48 10 ⁻⁴ - 9,81 10 ⁻⁴)	52/52	4,05 10 ⁻⁵
Sr-90	< LID	0/5	5,93 10 ⁰
I-131	< LID	0/48	1,44 10 ⁻⁴
H-3	< LID	0/12	4,41 10 ⁻³
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/4	9,06 10 ⁻⁶
Co-60	< LID	0/4	9,78 10 ⁻⁶
Cs-134	< LID	0/4	9,54 10 ⁻⁶
Cs-137	< LID	0/4	8 10 ⁻⁶

Tabla 1.31. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Ciemat. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	7,11 10 ¹ (2,78 10 ¹ - 1,53 10 ²)	7/8	6,44 10 ⁰
I-131	< LID	0/4	4,64 10 ⁰
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/6	5,24 10 ¹
Co-60	< LID	0/6	6,73 10 ¹
Cs-134	< LID	0/6	4,82 10 ¹
Cs-137	< LID	0/6	4,80 10 ¹

Tabla 1.32. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Ciemat. Año 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	3,71 10 ⁰	1/1	2,88 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isotopos de origen artificial)			
Mn-54	< LID	0/1	2,34 10 ⁻¹
Co-60	< LID	0/1	3,59 10 ⁻¹
Cs-134	< LID	0/1	2,61 10 ⁻¹
Cs-137	9,47 10 ⁰	1/1	2,50 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 las que se utilizan isótopos radiactivos y equipos generadores de radiación ionizante. Esta ley exige 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 2001 tenían transferidas las competencias ejecutivas sobre instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría las siguientes comunidades: Asturias, Baleares, Canarias, Cantabria, Cata-

luña, Castilla y León, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Melilla, Murcia, Navarra, País Vasco, La Rioja 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 más 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 1.308 instalaciones radiactivas (una de 1ª categoría, 960 de 2ª categoría y 347 de 3ª categoría). Asimismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 20.208 instalaciones de radio-diagnóstico 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 número de instalaciones radiactivas

Categoría	Campo de aplicación	1997	1998	1999	2000	2001
1ª	Irradiación		1	1	1	1
	Subtotal		1	1	1	1
2ª	Comercialización	43	45	45	44	54
	Investigación y docencia	74	77	82	80	82
	Industria	546	553	557	549	565
	Medicina	231	241	246	252	259
	Subtotal	894	916	930	925	960
3ª	Comercialización	17	16	17	21	18
	Investigación y docencia	91	85	76	75	82
	Industria	176	178	188	182	165
	Medicina	108	106	100	92	82
	Subtotal	392	390	381	370	347
	Rayos X médicos	14.315	15.773	16.940	18.402	20.208
	Total	15.601	17.080	18.251	19.698	21.516

Tabla 1.34. Distribución de las instalaciones radiactivas por comunidades autónomas

Comunidad autónoma	Instalaciones radiactivas de 2ª categoría					Instalaciones radiactivas de 3ª categoría					Total instalaciones por autonomía	Rayos X por autonomía
	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Campo de aplicación												
Andalucía	1	7	65	41	114	1	22	22	11	56	170	3.400
Aragón	1	2	30	7	40	-	2	9	1	12	52	607
Asturias	-	1	18	9	28	-	1	3	4	8	36	534
Baleares	-	1	4	7	12	-	-	3	3	6	18	477
Canarias	-	2	17	9	28	-	3	-	2	5	33	684
Cantabria	-	1	11	2	14	-	2	4	-	6	20	280
Castilla-La Mancha	-	1	30	4	35	-	-	3	2	5	40	697
Castilla y León	-	4	37	14	55	-	4	7	2	13	68	1.025
Cataluña	15	21	103	51	190	4	11	35	18	68	258	3.592
Extremadura	-	1	7	5	13	-	1	2	2	5	17	365
Galicia	1	6	29	15	51	-	-	5	5	10	61	1.521
Madrid	34	24	73	53	184	13	20	27	18	78	262	2.609
Murcia	-	1	16	5	22	-	2	4	1	7	29	523
Navarra	1	1	19	3	24	-	2	4	1	7	31	322
País Vasco	-	-	58	11	69	-	8	22	3	33	102	1.376
Rioja	-	-	4	1	5	-	-	-	-	-	5	156
Valencia	1	9	44	23	77	-	4	16	9	29	106	2.039

C: Instalaciones radiactivas comerciales.
I: Instalaciones radiactivas industriales.

D: Instalaciones radiactivas de investigación y docencia.
M: Instalaciones radiactivas médicas.

Valoración global del funcionamiento de las instalaciones radiactivas durante el año

El Consejo estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2001 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

El *Plan de orientación estratégica* del CSN contempla, en relación con las instalaciones radiactivas, diversos programas de actuación para el trienio 1999-2001 entre los que cabe destacar los siguientes:

- Agilizar y perfeccionar los procesos de licenciamiento. Se pretende, por un lado, reducir los plazos de respuesta en actuaciones de licenciamiento, simplificando la tramitación interna y normalizando las actividades, y por otro, paliar el desconocimiento de los solicitantes sobre las características mínimas que deben reunir las instalaciones radiactivas y sobre cómo deben documentarse de cara a la obtención de un permiso, evitando tener que solicitarles información adicional. Con este fin se están revisando y unificando los procedimientos técnicos de licenciamiento y emitiendo guías de seguridad, nuevas o actualizadas.
- Reforzar las actuaciones de control concentrando más esfuerzo en las instalaciones de más riesgo y profundizando en las comprobaciones. Para ello se están revisando los procedimientos de control de la sistemática de programación de inspecciones y los procedimientos técnicos de inspección.
- Promover la creación de una infraestructura de protección radiológica y el fomento de la cul-

tura de seguridad en las instalaciones radiactivas. Esta infraestructura se materializa en la constitución de entidades especializadas en protección radiológica, como son los servicios de protección radiológica y las unidades técnicas de protección radiológica. La supervisión directa de las instalaciones por estas entidades y la intervención en la formación de su personal contribuye a mejorar el nivel de seguridad de las instalaciones. El CSN requiere, por este motivo, disponer de estos servicios en grandes hospitales, universidades y centro de investigación.

- Impulsar la encomienda de funciones a las comunidades autónomas para fomentar el efecto de proximidad entre la administración y las instalaciones. Este impulso se concreta en la negociación de nuevos acuerdos de encomienda y ampliación del alcance de alguno de los vigentes.

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 2001, en aplicación de estas disposiciones:

- Instrucciones complementarias sobre notificación de sucesos en instalaciones radiactivas. Dirigidas a todas las instalaciones radiactivas autorizadas, con el objetivo de clarificar los requisitos sobre notificación de sucesos incluidos en el artículo 73 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y en los condicionados de autorización de las instalaciones.

Se establece una clasificación de los sucesos a efectos de notificación. Se indican los plazos máximos para notificar a las autoridades de los sucesos que se produzcan y los medios para ello.

- Instrucciones complementarias sobre calibración y verificación de equipos de detección y medida de la radiación y la contaminación. Dirigidas a todas las instalaciones radiactivas y entidades que les prestan servicios en materia de protección radiológica, con el objetivo de sistematizar los procesos de verificación y calibración de los equipos de detección y medida. Requieren a los titulares la definición de programas de calibración, teniendo en cuenta las recomendaciones del fabricante y del laboratorio de calibración así como los resultados de los programas de verificación, las condiciones de uso de los equipos y las condiciones ambientales.

Durante el año 2001 se ha experimentado a modo de prueba, la aplicación 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.

Como resultado del análisis de algunos sucesos ocurridos en instalaciones radiactivas autorizadas se han remitido las siguientes circulares informativas a los titulares de instalaciones potencialmente afectadas por sucesos similares, recomendando acciones para evitar su ocurrencia:

- A instalaciones radiactivas de radioterapia, informando sobre un suceso ocurrido en una instalación en la que se quedó una persona encerrada en el búnker de un acelerador mientras daba comienzo la irradiación. Se recomiendan comprobaciones a realizar para verificar la ausencia de personas en los búnker antes del comienzo de la irradiación.

- A instalaciones radiactivas de medicina nuclear, informando de un suceso de sustracción material radiactivo por una persona ajena a una instalación de medicina nuclear. Se recomiendan medidas para mejorar el control de acceso a las instalaciones y detectar la entrada de personas a las mismas fuera de la jornada de trabajo.

- A instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial, informando sobre un suceso ocurrido durante unas operaciones de gammagrafía con un equipo móvil en el que se produjo una importante sobreexposición de dos personas. Se realizan recomendaciones para la adecuada dotación de los operadores de equipos móviles de gammagrafía con equipos para la detección de radiación, medida de las dosis recibidas y medios de protección radiológica. Asimismo se recomienda controlar que los medios y equipos mencionados se utilizan en todas las operaciones de forma adecuada, siguiendo los procedimientos establecidos para ello.

Se ha remitido una circular a instalaciones que disponen de fuentes autorizadas de muy alta actividad (superior a 1.000 curios), aconsejando reforzar las medidas de seguridad física de estas instalaciones como consecuencia de los atentados terroristas ocurridos en Estados Unidos el 11 de septiembre de 2001. Se identifican una serie de medidas excepcionales a adoptar. Se recomienda la adopción de medidas especiales para evitar el acceso a las fuentes radiactivas de personal ajeno a las instalaciones durante las operaciones de cambio de fuentes y durante todas aquellas que conlleven movimientos de las mismas.

Se ha remitido una circular a instalaciones radiactivas con fines de investigación y docencia, recordando las características específicas de estas instalaciones en relación con la seguridad y la protección radiológica, recomendándose el establecimiento de una organización interna en las instalaciones que favorezca el control y seguimiento de la aplicación correcta de las normas por los respon-

sables. Se recuerda la importancia de que esos responsables dispongan de un adecuado grado de autoridad, apoyo por parte del titular y dotación de medios. Asimismo se recuerda la importancia de que todo el personal que trabaje con material radiactivo disponga de formación en materia de protección radiológica, incluidas aquellas personas que lo hagan de forma ocasional o por periodos cortos de tiempo.

Instalaciones industriales

Además del control y licenciamiento de las instalaciones, se ha continuado desarrollando un seguimiento especial de la optimización de las dosis en los distintos tipos de instalaciones.

Durante todo el año 2001 se ha prestado una especial atención al sector de la gammagrafía móvil, por ser éste el que presenta, no sólo las dosis medias individuales más elevadas, sino también el mayor número de dosis elevadas, sobredosis e incidentes. En este sentido, el CSN ha aprobado y se ha puesto en práctica un plan de actuación encaminado a reducir las dosis del personal de operación de las instalaciones de gammagrafía industrial. Como parte de este plan, se envió a todos los titulares de las instalaciones de gammagrafía móvil, unas instrucciones técnicas complementarias en las que se les requería la implantación: 1) de un programa de inspecciones para la supervisión de los trabajos en campo de los operadores, 2) de un sistema de planificación de tareas encaminado a la optimización de las dosis y 3) de un programa de formación continuado, así como 4) el establecimiento de un compromiso titular-cliente para que los trabajos se lleven a cabo en condiciones de seguridad. También como parte de este plan, se inició una campaña de inspecciones en obra.

En otros campos de las instalaciones industriales, es de destacar que, como consecuencia del incremento de incidentes que se registraron durante los meses de verano, de aplastamiento en obra de equipos medidores de densidad y humedad de

suelos por vehículos pesados, se envió a los titulares de este tipo de instalaciones, unas instrucciones técnicas complementarias en las que se les requería la adopción de las siguientes medidas adicionales de protección: 1) proceder al acordamiento y balizamiento de la zona de trabajo con dispositivos que produzcan destellos luminosos con el objeto de poder favorecer su visualización, 2) extremar la vigilancia de los equipos por parte del operador y 3) mantener los equipos en sus embalajes de transporte hasta el momento en que vayan a ser utilizados.

Como consecuencia de los nuevos valores de exención para los diversos radionucleidos establecidos en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se ha producido el cambio de categoría de algunas instalaciones. Dentro de las instalaciones industriales, las que poseen entre su material radiactivo, kriptón-85, se han visto mayoritariamente afectadas en este sentido. Esto ha dado lugar al envío de una comunicación informativa a los titulares de las instalaciones afectadas para que, según la disposición transitoria tercera del citado reglamento, procedieran antes del 1 de enero de 2002 a comunicar el cambio, a los efectos oportunos, al órgano ejecutivo del Ministerio de Economía o comunidad autónoma.

Por otra parte, se ha seguido con el control sobre los equipos y materiales radiactivos fuera de uso. No está justificado que se mantenga almacenado durante mucho tiempo un equipo fuera de uso, ya que esta situación puede entrañar riesgo de pérdida de control sobre el material o equipo radiactivo. Por esta razón, cuando se detectan equipos en esta situación, el CSN insta a las empresas a que inicien las gestiones de retirada por los cauces reglamentarios y establece un seguimiento estrecho del desarrollo de estas gestiones.

Instalaciones médicas

En instalaciones radiactivas médicas, y en relación con la campaña de seguridad iniciada en 1996

relativa a la sustitución progresiva de unidades de telegammaterapia obsoletas, durante el 2001 se han seguido retirando unidades que fueron sustituidas por aceleradores lineales. Estas sustituciones supusieron un aumento de las solicitudes de instalaciones de radioterapia donde van a utilizarse dichos aceleradores.

Como consecuencia del desarrollo de nuevas tecnologías, se destaca la puesta en funcionamiento de dos ciclotrones y la solicitud de otro ciclotrón para producción de isótopos emisores de positrones, de vida muy corta, y posterior síntesis del radiofármaco correspondiente, fundamentalmente deoxi-fluoroglucosa marcada con flúor-18 (FDG) para su utilización en diagnóstico en medicina nuclear mediante tomografía por emisión de positrones (PET). A final del año 2001 hay funcionando en España cinco ciclotrones con estos fines.

Asimismo, se ha experimentado un notable aumento en las solicitudes para la instalación de unidades de radiofarmacia, en determinados hospitales para uso interno, con objeto, entre otras cosas, de dar cumplimiento a la Ley del Medicamento; en las solicitudes de braquiterapia endocroronaria, para tratamiento de restenosis, con fuentes encapsuladas emisoras beta de Sr-90/Y-90 y P-32; y en las solicitudes de braquiterapia para tratamiento de tumores prostáticos mediante implantes de semillas de I-125 y Pd-103.

En la Ponencia de Protección Radiológica, donde intervienen las consejerías de salud de las diferentes comunidades autónomas, el Ministerio de Sanidad y el CSN, se tratan temas de interés común a todos los participantes, se ha seguido colaborando en un grupo de trabajo para la elaboración de un censo a nivel nacional de instalaciones de radioterapia, medicina nuclear y radiodiagnóstico. Dicho censo estará en el Ministerio de Sanidad y Consumo, con la aportación de datos de todas las comunidades autónomas. En el año 2001

se ha concluido la primera maqueta de la aplicación informática del censo.

Otro tema de gran interés, ha consistido en la creación en enero de 2001 de un foro permanente sobre protección radiológica en el medio sanitario en el que participan el CSN, la Sociedad española de Protección Radiológica y la Sociedad española de Física Médica. El 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 han formado grupos de trabajo 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.
- Residuos sólidos.
- Metrología.

Finalmente, se ha participado con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y el Ministerio de Sanidad y Consumo, en la conferencia internacional sobre Protección Radiológica del Paciente celebrada en Málaga en mayo de 2001.

Instalaciones de rayos X de diagnóstico

En relación con las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico, durante el año 2001, el CSN continuó recibiendo expedientes para inscripción en el registro de instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico 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 2001, se recibieron del orden de 12.000 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 10%. 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.

Finalmente, hay que 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 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).

Se ha remitido una circular a los presidentes de los colegios oficiales de médicos y asociaciones colegiales, solicitando a estas entidades colaboración para que, a través de las vías de comunicación que tiene establecidas con sus colegiados, se recuerde que en nuestro país está prohibida desde 1992 la utilización de equipos de rayos X para radiodiagnóstico que realicen escopia sin estar provistos con intensificador de imagen. Asimismo se solicita que recuerden a sus colegiados la necesidad de asegurarse de que las entidades con las que contraten los servicios de dosimetría de los trabajadores expuestos cuentan con la preceptiva autorización.

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, del estudio de los informes anuales de funcionamiento 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 N° 1493/93).

En el año 2001 sigue la tendencia de solicitudes de autorización para instalaciones radiactivas cuya finalidad es 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.

1.3.3. Licenciamiento

Durante el año 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear emitió 364 dictámenes referentes a instalaciones radiactivas (tabla 1.35):

- 41 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 2ª categoría.
- 23 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 3ª categoría.
- 45 para declaración de clausura.
- 257 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:

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	16	7	1	2	4	5	2
Clausura	21	7	6	8	-	1	1	1
Modificación	95	26	90	4	16	10	16	-
Totales	143	49	103	13	18	15	22	3

Cataluña

- 11 para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 2ª categoría.
- Cinco para autorizaciones de funcionamiento de instalaciones de 3ª categoría.
- 15 para declaración de clausura.
- 63 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Baleares

- Uno para autorización de modificación.

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 2001, los informes realizados y los que quedaron 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 primeras, 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 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 2001 se remitieron 70 cartas directamente por el CSN y 19 por el servicio que ejerce la encomienda de funciones en Cataluña.

1.3.4. Seguimiento y control de las instalaciones

A lo largo del año 2001 se realizaron 1.305 inspecciones a instalaciones radiactivas. Su distribución por tipos fue la siguiente:

- 651 fueron hechas por el propio personal del CSN según se detalla:
 - 546 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.
 - 71 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 34 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 330 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Cataluña:

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

	Tipo de solicitud			Total
	Funcionamiento	Modificación	Clausura	
Solicitudes recibidas en 2001	61	267	50	378
Solicitudes informadas en 2001	64	262	45	371
Solicitudes pendientes de informe a 31/12/01	22	83	21	126

– 246 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.

– Dos inspecciones de control de instalaciones de rayos X médicos.

– 38 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.

– 44 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.

- 15 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de las Islas Baleares.

- 71 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad foral de Navarra.

- 115 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Valencia.

- 78 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Galicia.

- 123 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma del País Vasco.

Además de las inspecciones, constituye un elemento básico para el control de las instalaciones la revisión de los informes anuales de los que se han analizado 1.074 de instalaciones radiactivas y alrededor de 900 de instalaciones de rayos X de diagnóstico, así como 198 informes trimestrales de comercialización.

El análisis de las actas levantadas en las inspecciones, de los informes anuales de las instalaciones, de la información sobre materiales y equipos radiactivos suministrados por las instalaciones de comercialización y de los datos de gestión de residuos proporcionados por Enresa, dio lugar a la remisión de 156 cartas de control directamente por el CSN y 171 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 2001, 14 referidas a instalaciones de radiodiagnóstico y una de una instalación comercial. 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. En las tablas 1.37 y 1.38 se ofrece un resumen de los suministros más significativos a las instalaciones radiactivas españolas en el año 2000.

1.3.5. Dosimetría personal

En el año 2001 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas y que fueron controlados por estos centros fueron 77.260. Las lecturas dosimétricas⁽⁴⁾ supusieron una dosis colectiva de 37.425 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 0,76 mSv/año, lo que representó un porcentaje de 1,5% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

En 10 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⁽⁵⁾. 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.

4. Dado el elevado nivel de operatividad del Banco Dosimétrico Nacional, los datos dosimétricos globales del sector de instalaciones radiactivas se obtienen en este informe directamente de dicho banco, con lo que se tiene en cuenta el hecho, relativamente habitual en el sector médico, de que algunos trabajadores controlados por un servicio de dosimetría pueden desarrollar una actividad laboral adicional que está controlada por otro servicio de dosimetría.

5. En el caso de uno de los trabajadores expuestos afectado por una potencial superación del límite de dosis, hay que tener en cuenta que esta superación del límite de dosis se produjo en uno de los meses del año, como consecuencia de la suma de las lecturas dosimétricas correspondientes a los doce meses anteriores (dosis acumulada).

Tabla 1.37. Suministro de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativos

Tipo de equipo o fuente	Número
Equipos radiactivos de aplicación industrial	82
Detectores de humos	204.141
Detectores de polvo	20
Equipos de rayos X de aplicación industrial	6
Aceleradores de partículas de uso médico	9
Ciclotrones*	4
Fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial	287
Fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial reexportadas	361
Fuentes encapsuladas de cobalto-60 para uso médico (radioterapia)	9
Fuentes radiactivas encapsuladas de iridio-192 para uso médico (radioterapia)	75
Fuentes radiactivas encapsuladas de cesio-137 para irradiados biológicos	-

* Instalados/vendidos durante el año 2001.

Tabla 1.38. Suministros más significativos de fuentes no encapsuladas

Isótopo	Actividad aproximada (GBq)
Molibdeno-99/tecnecio-99 m	372.538
Yodo-131	20.889
Talio-201	1.610
Galio-67	5.861
Xenon-133	395
Iridio-192 (hilos u horquillas)	802

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 1.39 se presenta información desglosada de la distribución de estos valores de dosis individual media y colectiva entre los distintos tipos de instalaciones radiactivas. En la figura

1.61 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del conjunto de dichas instalaciones.

1.3.6. Incidencias y acciones coercitivas

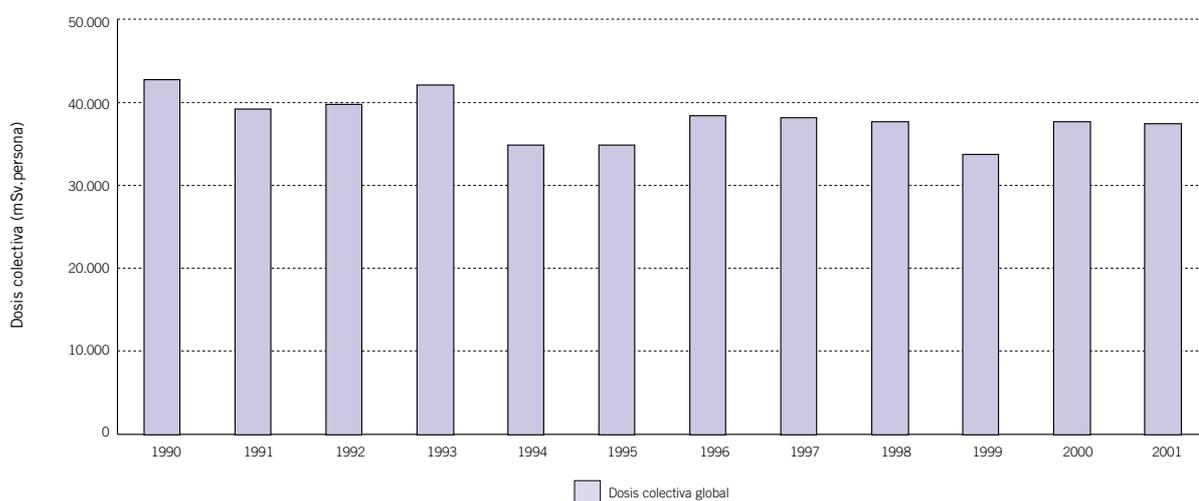
Durante el año 2001 se registraron en las instalaciones radiactivas las incidencias significativas que se detallan en la tabla 1.40.

Se propuso a la autoridad competente de industria la apertura de siete expedientes sancionadores a instalaciones radiactivas (cuatro industriales, una de investigación y dos comerciales) y uno a las instalaciones de radiodiagnóstico dental de la Universidad del País Vasco.

Las causas que con más frecuencia inducen a la propuesta de sanción son la realización de actividades que requieren autorización sin contar con ella, la operación de las instalaciones por personal sin licencia y la inobservancia de instrucciones y requisitos impuestos.

Asimismo como resultado de las actuaciones de evaluación e inspección de control de las instalaciones, se han realizado 56 apercibimientos, identificando las desviaciones encontradas y requiriendo su corrección al titular en el plazo de dos meses.

Figura 1.61. 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 1.39. Distribución de valores de dosis colectiva, dosis individual media y número de trabajadores en distintos tipos de instalaciones radiactivas

Tipo de instalación	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual (mSv/año)
Instalaciones radiactivas médicas	67.332	33.082	0,75
Instalaciones radiactivas industriales	5.676	3.648	1,08
Centros de investigación	4.252	695	0,33

Tabla 1.40. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2001

Instalación	Descripción de la incidencia	Acciones y consecuencias
Esteban Orbegozo, S.A.	Pérdida de fuente de Co-60 (10 mCi)	Revisión de procedimientos de cambio de fuente
Centro de Estudios de la Construcción	Equipo de medida de densidad y humedad de suelos arrollado por una máquina, rompiéndose el mango con fuente de Cs-137	Retirada equipo adoptando las medidas apropiadas y transportándolo al búnker
Facultad de Medicina. Universidad Autónoma de Madrid	Hallazgo material radiactivo no perteneciente a la instalación	Traslado del material y acondicionamiento para gestionarlo como residuo radiactivo

Tabla 1.40. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2001 (continuación)

Instalación	Descripción de la incidencia	Acciones y consecuencias
Instituto Zamorano de Materiales y Construcción	Atropello de un equipo de medida de densidad y humedad de suelos	Control de niveles de radiación. Se transportó el equipo al búnker
Torraspapel, S.A.	Pérdida hermeticidad de una fuente de Kr-85	Se puso en marcha el ventilador para proceder a la dilución de la fuente
Services Petrolier Schlumberger	Fuente de Cs-137 quedó atrapada en el fondo del pozo	Varios intentos para recoger la fuente sin éxito. Se rompió el cable de conexión sonda-fuente
Investigación y Desarrollo de Calidad	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos al dar marcha atrás un vehículo	Apercibimiento al titular por fallo en la operación. Envío a suministrador para pruebas hermeticidad
Global Steel Wire	Fusión de una fuente de Co-60 (67,5 mCi) de un equipo de control de proceso por derrame de acero en una lingotera de una acería	Las lingoteras se desmontaron, la fuente radiactiva y las rasas de acero afectadas se aislaron
Sgs Tecnos	El telemando no recoge la fuente de Ir-192 (27,7 Ci) de un gammágrafo	Equipo enviado a revisión: resultado correcto
Cenilesa-Incosa UTE	Operando con equipo de medida de densidad y humedad de suelos en obra, fue aplastado por un camión	Equipo retirado para su gestión como residuo
Ionmed Esterilización	Atasco en la cinta transportadora que provocó incendio en sala de irradiación	Reubicación del monitor de televisión y del detector de atascos
Ideyco, S.A.	Sustracción equipo de medida de densidad y humedad de suelos del búnker del laboratorio de Aldeavieja	Se dio parte a la Guardia Civil
Clínica Universitaria de Navarra	Pérdida de 4 semillas de I-125 en central de esterilización de quirófanos tras su uso	Se ha modificado procedimiento de control del material con verificaciones de las fuentes y acceso más restringido a la zona de uso
Cotas Internacional, S.A.	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos por un vehículo "Dumper"	Acondicionamiento y blindaje del equipo para su transporte al búnker
Hospital Arnau de Vilanova	Posible pérdida de hermeticidad de una fuente de Co-60 para teleterapia	Toma de frotis con resultado negativo
Acerinox, S.A.	Rebose acero que afectó al mecanismo de obturación de la fuente	Dos equipos afectados fueron reparados y el 3º quedó almacenado en arcón blindado
Sais, S.A.	Aplastamiento de equipo de medida de densidad y humedad de suelos por una máquina pesada	Retirada equipo. Se realizan pruebas de hermeticidad con resultado correcto
Papelera Guipuzcoana de Zicuñaga	Hallazgo de equipo con fuente enviado inadvertidamente desde el extranjero	Acondicionamiento y pruebas de hermeticidad de la fuente radiactiva
Hospital Central de Asturias	No retracción de fuente por bloqueo del cable que la dirige	Desbloqueo del cable. Apercibimiento al titular por notificación fuera de plazo. Incumplimiento del plan de emergencia

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

2.1.2. Situación actual de los servicios de protección radiológica

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

El CSN exigió la implantación de 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, tal como el Consejo Superior de Investigaciones Científicas y recientemente el SPR, para el desmantelamiento del Reactor experimental Argos de la Politécnica de Barcelona.

De acuerdo con una de las últimas resoluciones de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, se debe impulsar la generalización, instauración, organización y creación de los servicios de protección radiológica en los hospitales de la red pública. Los criterios utilizados para valorar qué hospitales necesitan un apoyo adicional en materia de protección radiológica no aconsejan solicitarlos a todos los centros pero sí que algunos aumenten sus dotaciones de medios técnicos y humanos.

En cuanto a la labor desempeñada por los SPR durante el año 2001, se debe destacar la actividad llevada a cabo en la aplicación de los nuevos reglamentos de instalaciones radiactivas y

nucleares y de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

En el año 2001 fueron solicitadas dos autorizaciones para la constitución de SPR de nueva creación. Se autorizaron cinco nuevos servicios y se realizaron seis inspecciones.

En cuanto a las unidades técnicas de protección radiológica, la principal actividad es el control que se efectuó 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 17 inspecciones. Hubo una solicitud de nueva UTPR y se autorizaron cinco.

Se ha remitido una circular a las unidades técnicas de protección radiológica que prestan servicios a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico, informando sobre la posibilidad de que los informes anuales de las instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico sean remitidos al CSN en soporte informático (disquete), recomendándose la utilización de este método.

En el momento actual disponen de autorización 62 SPR y 46 UTPR; de estas últimas, 25 prestan servicios únicamente en el ámbito de las instalaciones de radiodiagnóstico. Una relación de todos ellos puede consultarse en el web del CSN.

La influencia de estas entidades sobre el nivel global de seguridad de las instalaciones es sumamente positiva por su decisiva contribución a la formación e información de los trabajadores y al establecimiento de una cultura de seguridad radiológica tanto en los trabajadores como en los titulares. La ya larga experiencia del CSN sobre el funcionamiento de los servicios y unidades fundamenta la anterior apreciación.

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 instalación de programas de mantenimiento, cuando la autoridad sanitaria lo determine.

En el año 2001 hubo 25 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 seis de las inscripciones existentes.

En general, las empresas de nueva creación pertenecen al sector de la venta de equipos dentales. Las modificaciones se deben principalmente a cambios de titularidad o domicilio.

La implantación práctica de los controles sobre la venta y asistencia técnica de equipos de rayos X médicos, iniciada en 1991 sobre un sector carente hasta entonces de toda regulación administrativa, fue lenta y difícil, pudiéndose afirmar que en la actualidad las actividades al margen de la reglamentación son de volumen despreciable, incluido el mercado de segunda mano entre usuarios. Debe

señalarse en este sentido que la identificación de las situaciones anómalas es en la actualidad promovida por los propios usuarios y por las empresas registradas.

Se ha remitido una instrucción técnica a todas las empresas de venta y asistencia técnica autorizadas, estableciendo la obligación de los distribuidores de comprobar que las entidades a las que suministren equipos para su posterior comercialización disponen de esa autorización.

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 por el CSN, cuyas pautas también se presentan en el apartado 6.1.2, cabe mencionar que, durante 2001:

- Se autorizó el servicio de dosimetría personal externa de Dosimetría Castilla para prestar servicio a usuarios que lleven a cabo sus actividades en el campo del radiodiagnóstico médico.
- Se procedió al archivo del expediente relativo a la solicitud de autorización de un servicio de dosimetría personal externa.
- Se autorizó el servicio de dosimetría personal interna de la central nuclear de Santa María de Garoña para la realización de la dosimetría de la contaminación interna del personal profesionalmente expuesto que trabaje en dicha central nuclear.

- Se realizaron cuatro 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 llevó a cabo el desarrollo y análisis de resultados correspondientes a la 3ª campaña de intercomparación de servicios de dosimetría personal externa en la que participaron 22 servicios de dosimetría personal externa autorizados por el CSN y el servicio de dosimetría personal externa del CPHR en Cuba.

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 1, tras el análisis 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 2001 se encontraban inscritas en el Registro de empresas externas un total de 641 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, este Organismo ha realizado 37 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 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 que, quien manipule directamente los mandos y controles de la instalación, disponga de una licencia de operador. También requiere que en cada instalación nuclear haya un jefe de servicio de protección radiológica, quien deberá contar con un diploma. Tanto las licencias como los diplomas citados son concedidos por el CSN, una vez que los candidatos demuestren su aptitud en examen ante un tribunal nombrado por este organismo.

En los documentos oficiales de explotación que aprueba el Ministerio de Economía, previo informe favorable del CSN, se requiere que para operar un reactor nuclear a potencia debe contarse con un equipo formado por dos operadores, el de reactor con licencia 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, 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, aunque la mayoría disponen de licencias adicionales para permitir cierto margen.

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 rentrenamiento. Esta guía está en proceso de revisión, estando previsto finalizarla en el año 2002.

Ciertas centrales, como 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 ha adquirido el compromiso formal de construir un simulador réplica y tenerlo plenamente operativo en el año 2004. A José Cabrera y Santa María de Garoña se les ha requerido completar los simuladores que emplean para la formación de su personal, en el marco de la evaluación de la revisión periódica de la seguridad y de la subsiguiente renovación de sus permisos de explotación.

Las centrales de Ascó y Vandellós II no disponen de simulador réplica, sino que su personal se entrena en el de la central nuclear de Almaraz y complementa la formación mediante sesiones de entrenamiento en un simulador gráfico interactivo (SGI). El CSN, en su reunión de 16 de octubre de 2000, acordó emitir instrucciones complementarias a ambas centrales, requiriendo que tengan operativo en el año 2003 un simulador de

alcance total que reproduzca física y funcionalmente su sala de control.

A partir del primer trimestre del año 2000, los operadores de turbina de todas las centrales dispusieron de licencia de operación, lo que implica que quedaron sujetos a los requisitos de licencia: examen ante el tribunal del CSN de los futuros candidatos y plan de rentrenamiento.

El resto del personal de las centrales, es decir, todo el que no cuenta con licencia, está sometido a los requisitos de formación y rentrenamiento 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 aceptada por el CSN el 5 de febrero de 1999 tras incluir las mejoras solicitadas.

El CSN inspecciona sistemáticamente los programas de formación de todo el personal de las centrales nucleares, 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.

En la tabla 2.1 se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2001.

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.

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 inspec-

Tabla 2.1. Concesión y renovación de licencias de centrales nucleares, durante el año 2001

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/01		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
José Cabrera	-	-	-	7	-	13	13	2
Santa María de Garoña	-	-	-	10	4	16	14	2
Almaraz	-	-	-	6	12	24	33	2
Ascó	1	7	-	5	7	24	35	3
Trillo	2	4	-	12	4	15	18	2
Cofrentes	-	-	-	4	2	13	14	3
Vandellós II	-	-	-	8	4	14	14	2
Total	3	11	-	52	33	119	141	16

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

ción 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 rentrenamiento, con un grado de exigencia lógicamente menor.

Durante el año se prorrogaron 28 licencias de supervisor y 45 de operador y se concedieron una licencia de supervisor y una de operador.

En la tabla 2.2 se presenta la relación de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2001.

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 2001.

2.5.4. Instalaciones de radiodiagnóstico

El sistema de licenciamiento para estas instalaciones es diferente a las demás instalaciones radiactivas y está desarrollado por el Decreto 1891/91, de 30 de diciembre (BOE de enero 1992), que las somete a una inscripción en un registro. Asimismo, el personal que las dirige y opera precisa de la obtención de una acreditación personal según se indica en la Resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 5 de noviembre de 1992 (BOE 14 de noviembre).

Durante 2001, el CSN expidió 1.502 acreditaciones para dirigir y 2.560 para operar instalaciones de radiodiagnóstico médico.

A 31 de diciembre de 2001, el número de personas acreditadas para dirigir y operar instalaciones de radiodiagnóstico era de 26.659 y 36.964 respectivamente.

Tabla 2.2. Concesión y renovación de licencias de instalaciones del ciclo de combustible y desmantelamiento, durante 2001

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/01		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
Fábrica de Juzbado	-	-	-	11	18	15	38	1
Planta Quercus	-	-	-	2	9	2	9	2
Instalaciones nucleares del Ciemat	-	-	-	1	-	1	-	-
Instalaciones radiactivas del Ciemat	1	1	-	21	24	38	39	-
Instalaciones del ciclo en desmantelamiento (Planta Elefante)	-	-	-	-	2	1	7	(*)
Instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril	-	-	-	1	6	4	10	3
Vandellós I	-	-	-	3	4	5	7	2
Total	1	1	-	39	63	66	110	8

Jefe del servicio de protección incluye títulos de jefe de servicio de unidades técnicas de protección radiológica.
 (*) Son los mismos que los de la Planta Quercus.

Tabla 2.3. Concesión y renovación de licencias de instalaciones radiactivas, durante 2001

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/01		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
Instalaciones radiactivas 1ª categoría (excepto ciclo combustible)	-	-	-	-	2	2	4	-
Instalaciones radiactivas 2ª y 3ª categoría (excepto Ciemat)	227	574	8	658	1.351	1.717	3.626	132
Total	227	574	8	658	1.353	1.719	3.630	132

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 17 homologaciones de cursos para instalaciones radiactivas y hubo 20 nuevas homologaciones.

El CSN propuso y calificó las pruebas finales de los cursos autorizados para instalaciones radiactivas que se celebraron durante el año 2001, lo que supuso un total de 66 pruebas.

Conviene destacar 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 Decreto 1836/1999, establece que las declaraciones de apreciación favorable que emita el Consejo de Seguridad Nuclear podrán ser incluidas como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en el reglamento, siempre que se cumplan los límites y condiciones incluidos en la declaración.

2.7.2. Actividades

No se han recibido solicitudes de apreciación favorable dentro del año 2001. Las actividades realiza-

das han consistido en avanzar, o en su caso completar, en la evaluación de las dos solicitudes formales recibidas en el año 2000, como se indica a continuación:

- En la reunión celebrada el 31 de enero de 2001, el Consejo acordó apreciar favorablemente los diseños de combustible GE12 y GE14, y los nuevos métodos de análisis de seguridad de reactores BWR, tal como había solicitado la empresa Enusa Industrias Avanzadas.
- La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, con fecha 5 de marzo de 2001, comunicó a las empresas involucradas las tareas y condiciones que deben realizarse satisfactoriamente, para que el Consejo pueda considerar la emisión de una apreciación favorable del programa de demostración de alto quemado en su momento.

2.8. Servicios médicos especializados

2.8.1. Introducción

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, por lo que la actividad del CSN relativa a la evaluación de solicitudes para su autorización, finalizará una vez que se emitan los informes relativos a las solicitudes presentadas con antelación a la fecha de entrada en vigor del nuevo reglamento (julio de 2001).

La evaluación que realiza el CSN de las solicitudes para obtener el reconocimiento como servicios médicos especializados se dirige a la comprobación formal de que se satisfacen los requisitos de la Guía de seguridad 7.4, siendo el análisis de la suficiencia como establecimientos sanitarios cometido de la autoridad sanitaria de las comunidades autónomas.

Así pues, se revisan la dotación de personal y su formación respecto de los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes, recursos materiales, protocolos médicos y procedimientos de gestión, control de calidad interno y externo de las pruebas analíticas y sistemas de archivo y mantenimiento de los historiales médicos.

Durante el año 2001 se emitieron a la autoridad sanitaria competente 21 informes favorables para la autorización de nuevos SME y se gestionó la resolución por dicha autoridad de 28 solicitudes ya informadas.

En el curso del año se recibieron 10 solicitudes nuevas y se remitieron 36 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.

3. Residuos radiactivos

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

Todos los combustibles irradiados generados en las centrales nucleares españolas hasta la fecha se encuentran almacenados en las piscinas existentes en el emplazamiento de las mismas, con la excepción de los generados hasta 1983 en las centrales nucleares de José Cabrera y Santa María de Garoña, enviados al Reino Unido para su reproceso en la BNFL y todos 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, fecha a tener en cuenta para la gestión de los mismos.

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 la fecha antes indicada del año 2010, en el peor de los casos, con la excepción de la central nuclear de Trillo, en donde a partir del año 2002 está previsto utilizar contenedores metálicos para el almacenamiento en seco de los combustibles irradiados.

En consecuencia con lo anterior y con los planteamientos estratégicos del *Quinto plan general de residuos radiactivos* (PGRR) en vigor, 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 consideradas en el PGRR en vigor, los trabajos hasta el año 2010 estarán orientados al estudio de la solución de almacenamiento geológico profundo (AGP), incluyendo la consideración de la opción de recuperabilidad, así como el 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 hará de acuerdo con los avances internacionales, y permitirá el análisis de opciones que combinen estas técnicas para las decisiones que deban tomarse en la fecha señalada.

De acuerdo con la situación actual del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, y los planteamientos estratégicos del PGRR en vigor para la gestión temporal y a largo plazo del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, las actuaciones del CSN en el 2001 estuvieron y continúan 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, junto con los estudios relativos de comportamiento de los elementos combustibles y de las instalaciones durante periodos prolongados de almacenamiento temporal y las condiciones de vigilancia y control de los mismos.
- 2) El seguimiento de la fabricación de contenedores metálicos para almacenamiento y transporte de combustible irradiado y la actualización de las aprobaciones de diseño para almacenamiento y transporte para la incorporación de las mejoras de las pruebas necesarias a la vista de la experiencia adquirida durante la fabricación y pruebas, previamente a su uso en la central de Trillo.

- 3) El desarrollo de estudios de las tecnologías, normativas y requisitos para el licenciamiento y control de la instalación o instalaciones adicionales de almacenamiento intermedio del combustible irradiado, que sean necesarias en un futuro próximo, de acuerdo con los modos de gestión temporal que se vayan definiendo en los sucesivos PGRRs.
- 4) El desarrollo de los estudios necesarios para la evaluación de los planes y proyectos de Enresa en relación con el AGP y la S&T, incluyendo para ello el seguimiento de los avances tecnológicos, normativos, criterios y metodologías de seguridad en países de nuestro entorno y en organismos internacionales en estos ámbitos.
- 5) El desarrollo de los estudios para implantar y responder a los requisitos de la convención conjunta de la seguridad sobre la gestión del combustible irradiado y sobre la seguridad de los residuos radiactivos, ratificada por la Jefa-

tura del Estado Español el 30 de abril de 2001, que tras cumplirse las condiciones en cuanto al número de países firmantes, entró en vigor el 18 de junio del mismo año

3.1.1. Combustible irradiado almacenado en las piscinas de las centrales nucleares

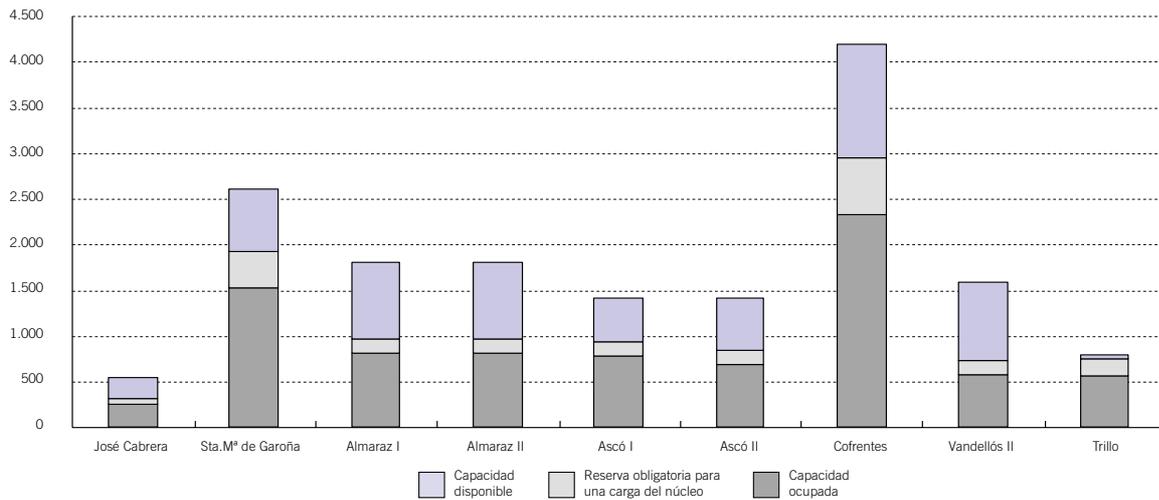
Los elementos combustibles irradiados almacenados de manera temporal en las piscinas de las centrales nucleares españolas a 31 de diciembre de 2001 suman un total de 8.356 (de los que 3.856 son elementos BWR, correspondientes a las centrales de Santa María de Garoña y Cofrentes, y 4.500 son PWR, correspondientes al resto de las centrales en operación). La situación de cada una de las piscinas de almacenamiento a 31 de diciembre de 2001 es la que presenta en la tabla 3.1 donde también se especifica el grado de ocupación de las mismas, la capacidad libre y el año de saturación estimado para cada una de ellas. Esta información se representa gráficamente en la figura 3.1.

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

Central nuclear	Capacidad total	Reserva núcleo	Capacidad efectiva	Capacidad ocupada	Capacidad libre	Ocupación* %	Año saturación
José Cabrera	548	69	479	256	223	53,44	2015
Sta. M ^a de Garoña	2.609	400	2.209	1.524	685	68,99	2015
Almaraz I	1.804	157	1.647	816	831	49,54	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	692	572	54,75	2015
Cofrentes	4.186	624	3.562	2.332	1.230	65,47	2009
Vandellós II	1.594	157	1.437	584	853	40,64	2020
Trillo	805	177	628	568	60	90,45	2002
Total	16.192	2.055	14.137	8.356	5.781	59,11	

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

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



La situación de las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado de las centrales nucleares puede resumirse como sigue: José Cabrera, Santa María de Garoña, Almaraz I y Almaraz II dispondrán de capacidad de almacenamiento suficiente hasta el final su vida útil, Trillo saturará su capacidad tras la recarga del año 2003, la siguiente en saturarse sería la piscina de Cofrentes en el año 2009, y el resto se saturarán progresivamente a partir del año 2013.

Durante el año 2001 se han continuado 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 la necesidades de caracterización de los mismos y de vigilancia adicional asociada a mayores periodos de almacenamiento.

3.1.2. Almacenamiento intermedio del combustible irradiado

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 han sido fabricados dos de estos contenedores en los talleres de ENSA en Santander y se han realizado las pruebas de fabricación, que han dado lugar a modificaciones de diseño para la optimización del mismo.

El CSN ha efectuado el seguimiento de la fabricación e inspeccionado las pruebas más significativas, habiéndose realizado durante el periodo señalado cinco inspecciones (Actas de Inspección: CSN/AIN/DPT/0005/1; CSN/AIN/DPT/01/4,

CSN/AIN/DPT/2; CSN/AIN/DPT/01/3 y CSN/AIN/DPT/01/05).

El *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas* aprobado por Real Decreto 1839/1999, de 3 de diciembre, en su artículo 80 establece que la fabricación de contenedores para almacenamiento de combustible irradiado requerirá que su diseño haya sido aprobado por la Dirección General de la Energía, previo informe favorable del CSN

En cumplimiento de este requisito formal, y en respuesta a la solicitud presentada por Enresa en enero de 2001, la Resolución de la Dirección General de la Energía de 18 de junio de 2001 aprobó el diseño del contenedor para almacenamiento, previo informe favorable del CSN. La evaluación de la documentación presentada y las condiciones técnicas de la propia aprobación tuvieron en cuenta las modificaciones más significativas en esa fecha.

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 por la que se adjunta la revisión 4 del estudio de seguridad, que incorpora todas las modificaciones de diseño del contenedor ya realizadas para su mejora, y tiene en cuenta la normativa reciente del país de origen de la tecnología del contenedor de acuerdo con las instrucciones del CSN, a efectos de la actualización de las condiciones de la aprobación del diseño de este contenedor, previamente a su uso.

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 naciona-

les y 3) desarrollos propios del CSN para la adquisición de herramientas y capacidad técnica.

Seguimiento y participación en los desarrollos internacionales

Se continuó la prospección de la situación internacional en cuanto a la gestión final del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad, tanto en desarrollos técnicos como reguladores, especialmente en lo relacionado con los planes de I+D y los avances recientes en la evaluación de la seguridad. Las actuaciones realizadas comprendieron la participación en las reuniones internacionales y los comités y grupos de trabajo de organismos internacionales (NEA/OCDE, OIEA y UE), que a continuación se indican

- Reunión preparatoria de la *Convención conjunta sobre la seguridad de la gestión del combustible irradiado y los residuos radiactivos*, donde se elaboraron las directrices sobre la estructura y contenido de los informes nacionales a remitir en el año 2003 en cumplimiento del artículo 32 de la misma.
- 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 ha desarrollado una labor intensa en la organización de las reuniones y workshops para el análisis de los aspectos de la percepción y participación del público y de las partes interesadas en la toma de decisiones en la gestión de residuos radiactivos. En ellos se ha contado con una amplia participación de agentes políticos y sociales, incluyendo representantes de parlamentos y municipios de algunos países,

además de especialistas en la materia, habiendo participado por parte de España un representante de la AMAC (Asociación de Municipios de Areas de Centrales nucleares).

– Integration Group for the Safety Case (IGSC, Grupo de integración para el estudio de seguridad) donde se ha puesto en marcha el plan de trabajo elaborado en 2000, acometiéndose la revisión de los estudios integrados de evaluación de la seguridad de los conceptos de almacenamiento geológico profundo más recientes de diferentes países y se han iniciado estudios sobre la estabilidad de las diferentes componentes de este tipo de almacenamiento para elaborar razonamientos convincentes de su robustez y capacidad de aislamiento que incremente la confianza del público en esta solución.

- 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 para la elaboración de las normas de seguridad para 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 las implicaciones de su aplicación al almacenamiento del combustible gastado y los 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.

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 habidas 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 consideren de mutuo interés, en el campo de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento.

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 que se desarrollen para la gestión del combustible irradiado y los residuos de alta actividad.

Para el cumplimiento de este objetivo, durante este año se avanzó en la realización de estudios y proyectos de investigación, incluidos en el *Plan Quinquenal de Investigación del CSN 1997-2001*, entre cuyas actividades se destaca:

- La finalización de la primera fase del estudio de *Intercomparación de Ejercicios de Seguridad* (Estudio comparativo de los análisis de seguridad de los diferentes conceptos de AGP realizados hasta la fecha por agencias y organismos reguladores de otros países en rocas graníticas) que ha comprendido un total de 14 ejercicios de evaluaciones de seguridad de sistemas de AGP en

medios graníticos realizados por agencias y organismos reguladores de países con programas de AGP entre 1983 y 2000, cuya publicación en la colección de Informes Técnicos del CSN está prevista para el año 2002.

- El inicio de un estudio sobre la aplicación del concepto de recuperabilidad/reversibilidad al almacenamiento de residuos radiactivos en el ámbito internacional y la valoración de las implicaciones normativas, reguladoras y de seguridad de su potencial aplicación al AGP de los residuos de alta actividad en España.
- La finalización de la primera fase de un 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 también denominado *Análogos Naturales*, que contiene un compendio de los análogos más representativos, cuya publicación está prevista en el año 2002.
- La finalización de la primera parte de un 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. Su publicación está prevista en el año 2002 en la colección Informes Técnicos del CSN.

3.2. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

El CSN llevó a cabo durante 2001 el control de la gestión de residuos radiactivos en cada una de las actividades operacionales implicadas: manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacena-

miento temporal, transporte y almacenamiento definitivo. Dentro de las acciones encaminadas al control de las etapas de gestión de los residuos radiactivos que se llevan a cabo por el CSN en las centrales nucleares pueden destacarse:

- a) El control de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de los residuos generados y de los almacenamientos temporales de los mismos.

Durante el proceso de licenciamiento previo a la operación, se requiere de los titulares la elaboración de los correspondientes procedimientos de control de los sistemas, 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.

- b) El control y seguimiento del inventario de residuos radiactivos sólidos almacenados en las instalaciones. Dicho control se realiza mediante la evaluación de la información preceptiva que es remitida en los informes mensuales de operación y mediante la realización, en su caso, de inspecciones complementarias.

Una de las actividades que integran el control de la gestión de residuos radiactivos corresponde al control mensual de la generación de los mismos y la actualización del inventario total de residuos almacenados en las instalaciones productoras y en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

- c) El control de los procesos de aceptación de cada bulto-tipo que realiza Enresa, de manera que quede garantizado el cumplimiento de los crite-

rios 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 y lodos de filtros.
- Residuos tecnológicos: constituidos fundamentalmente por material de laboratorio, material usado en el mantenimiento de equipos, guantes y ropas.
- Residuos especiales: son residuos sólidos bien de proceso o tecnológicos que pueden plantear problemas específicos por su naturaleza, volu-

men 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 de El Cabril. El tratamiento al que posteriormente se someten los residuos generados en las instalaciones radiactivas es la incineración, la compactación, la inmovilización en matriz de conglomerante hidráulico y la fabricación de mortero de relleno.

De modo general, el tratamiento que Enresa realiza con los residuos que se generan en las instalaciones radiactivas es el siguiente:

- Incineración de residuos biológicos, líquidos orgánicos y residuos mixtos (compuestos por líquidos orgánicos y viales).
- Compactación de sólidos tales como ropas, guantes 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 2001 han estado paradas las secciones de trituración, clasificación y parque de mine-

rales de la planta Quercus en Saelices el Chico (Salamanca), circunstancia por la que no se han gestionado nuevas eras de estériles de minería. En cuanto a los estériles de proceso, se han producido 5.402 toneladas que se han incorporado al dique de estériles. En el capítulo 4 se describen con detalle las actividades realizadas por el CSN con relación a las instalaciones de concentrados de uranio que están en fase de desmantelamiento.

3.2.2. Residuos de muy baja actividad

En España existe actualmente una gestión bien definida para los residuos denominados de baja y media actividad y se dispone en este caso de las instalaciones de almacenamiento apropiadas al riesgo de estos residuos radiactivos en el centro de almacenamiento de El Cabril (Córdoba).

Aunque no existe una clasificación legalmente establecida al efecto, los residuos de muy baja actividad se corresponderían aproximadamente con la banda de concentraciones de actividad inferiores al centenar de Bq/g. En esta banda se situaría en su extremo inferior la fracción de materiales residuales desclasificables (gestionables de manera convencional), perteneciendo el resto a la de los residuos de muy baja actividad propiamente dichos, para los que la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso, en su Resolución del 28 de diciembre de 1999, planteó la consideración de nuevas instalaciones de almacenamiento adecuadas al riesgo radiológico que presentan.

En diciembre de 2001, Enresa ha remitido al CSN un documento en el que se analizan los objetivos y opciones técnicas de seguridad para un almacenamiento de residuos radiactivos 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. El plan se dio por finalizado en el año 2000. Durante 2001, Enresa realizó una visita a las minas restauradas para comprobar el cumplimiento de los criterios de diseño establecidos.

En enero de 2001 se recibió, de la Subdelegación del Gobierno en Salamanca, copia del escrito enviado por el Servicio Territorial de Industria, Comercio y Turismo de la Junta de Castilla y León sobre el *Proyecto de restauración y abandono* por Enusa Industrias Avanzadas S.A. de las explotaciones mineras de Saelices el Chico, de las que la citada entidad es titular.

La Dirección Técnica de Protección Radiológica está evaluando la documentación remitida, habiéndose preparado un informe preliminar con solicitud de información adicional.

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 este año se retiraron 525 pararrayos, habiéndose remitido al Reino Unido 3.121 fuentes de americio-241 procedentes de su desmontaje. El número total de pararrayos retirados asciende a 20.913 (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 56.654.

Durante el año se recibieron 437 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 Ministerio de Industria y Energía, el Ministerio de Fomento, el Consejo de Seguridad Nuclear, Enresa, la Unión de Empresas Siderúrgicas (Unesid), la Federación Española de la Recuperación (FER), la Federación Minerometalúrgica de Comisiones Obreras y la Federación Estatal del Metal, Construcción y Afines de la Unión General de Trabajadores firmaron el día 2 de noviembre de 1999 el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos*, que en la actualidad constituye el marco de referencia para la vigilancia radiológica de los metales destinados al reciclado en España.

Este protocolo prevé las actuaciones para controlar los riesgos derivados de la presencia de material radiactivo en la chatarra, en las instalaciones donde se procesan materiales metálicos, es decir, en las fundiciones y en los principales almacenes de recuperación de chatarra.

El protocolo especifica los compromisos que adquiere cada una de las partes firmantes, en las que el CSN adquirió, entre otros, el compromiso de emitir las recomendaciones e instrucciones técnicas que fueran necesarias para su puesta en marcha, e igualmente, asesorar a las diferentes partes en cuestiones relativas a la protección radiológica de las personas y del medio ambiente.

Por su parte, el Ministerio de Economía ha creado el registro en el que se inscriben las instalaciones adscritas al protocolo. Estas instalaciones han adoptado la denominación común de IVR (Instalaciones de Vigilancia Radiológica). En la tabla 3.2 figura un listado de las empresas adscritas a fecha 31 de diciembre de 2001.

Como resultado directo de estas actuaciones, durante el año 2001 se comunicó al CSN en 35 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos, en su mayoría piezas metálicas o trozos de tuberías, contaminadas con radionúclidos naturales procedentes de industrias no nucleares; piezas de uranio empobrecido usadas como contrapeso en aviones o como blindaje de la radiación; fuentes radiactivas de uso industrial; pararrayos radiactivos; e indicadores en paneles de navegación con pintura radioluminiscente.

Además, se procedió a la caracterización y segregación de la partida de aluminio contaminado con uranio empobrecido detectada en el año 2000, para el que se ha establecido como origen más probable la fundición de un contrapeso de un avión DC-10. La mayor parte del aluminio contaminado contenía una concentración inferior a los niveles de actuación fijados en el Protocolo, por lo que fue procesado de acuerdo con los procedimientos habituales de la acería. La cantidad final a tratar como residuo radiactivo es de 75 kg.

Todas las fuentes radiactivas encapsuladas detectadas fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

Como hecho destacable figura la fusión en el horno de la acería de Siderúrgica Sevillana de una fuente de cesio-137, ocurrida el 7 de diciembre. La Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía requirió a Siderúrgica Sevillana la elaboración de un plan de actuación para recuperar la planta. A finales de año continuaban los trabajos de limpieza de la acería.

El Consejo ha hecho un seguimiento detallado de la puesta en práctica de las actuaciones de recuperación de la acería, tras el suceso que no tuvo consecuencias radiológicas ni para las personas ni para el medio ambiente.

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 Orbeagozo, 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

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 residuos de muy baja actividad se basa en determinar las condiciones de seguridad y protección que deben aplicarse a estos residuos en función del riesgo radiológico para las personas y para el medioambiente.

De acuerdo al análisis de los potenciales riesgos radiológicos es posible determinar, dentro de los residuos de muy baja actividad, cuáles de ellos pueden ser gestionados por las vías convencionales ya implantadas por la sociedad para residuos de naturaleza semejante (desclasificación) y cuáles requieren una gestión controlada específica, adecuada a su riesgo radiológico, sin comprometer innecesariamente los limitados recursos de almace-

namiento 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 genéricas 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 asigna al Ministerio de Industria y Energía previo informe del CSN, según la Ley 54/1997.

Adicionalmente y en línea con lo anterior, en 1999 el CSN, en el ejercicio de sus competencias y

responsabilidades en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, dictó a las centrales nucleares y a otras instalaciones, instrucciones complementarias relativas a la gestión de residuos con muy bajo contenido de radiactividad. En este sentido se requirió a los titulares de las centrales nucleares la elaboración de un programa concreto de actuaciones, estudios técnicos y previsión de solicitudes de autorización a elevar al Ministerio de Industria y Energía para la gestión de tales residuos por vías convencionales.

Pueden ser gestionados por vías convencionales aquellos residuos procedentes de las instalaciones nucleares, cuando se cumplan las siguientes condiciones:

- Se debe haber demostrado que la gestión convencional implica un riesgo radiológico trivial y está justificada.
- Las vías de gestión seleccionadas cumplen la legislación aplicable a la gestión de residuos convencionales.
- La gestión se hace siguiendo un adecuado programa de control radiológico de los residuos y está sometida a la aplicación de un programa de control de calidad adecuado.

La puesta en práctica de este sistema de gestión requirió la definición de las corrientes de materiales residuales desclasificables, la evaluación del impacto radiológico asociado a su gestión como residuos convencionales y la derivación de unos niveles de desclasificación específicos para cada corriente que deben ser aprobados por el Ministerio competente previo informe del CSN. La constatación de que los residuos son efectivamente gestionados por un gestor autorizado y el programa de control radiológico en los materiales previamente a su desclasificación, constituyen las garantías ante las autoridades reguladoras de que el sistema está dotado de la necesaria fiabilidad y trazabilidad.

En conclusión, un aspecto que es necesario destacar es que el sistema de gestión de residuos sólidos de muy baja actividad susceptibles de desclasificación no puede sustentarse únicamente en la existencia de valores numéricos autorizados (niveles de desclasificación), por debajo de los cuales nada importa a las autoridades reguladoras. Existen otros requisitos cuyo cumplimiento debe asegurarse antes de que la evacuación por vías convencionales pueda llevarse a cabo de manera efectiva:

- La desclasificación (evacuación de residuos sólidos por vías convencionales ya implantadas), se deberá realizar sin perjuicio del cumplimiento de la legislación vigente aplicable a estos materiales en sus posteriores etapas de gestión.
- El titular de la instalación deberá disponer de procedimientos adecuados para la estimación y/o caracterización radiológica mediante la medida en los materiales potencialmente desclasificables, que permitan asegurar de manera fiable el cumplimiento con los niveles requeridos.
- El titular deberá aplicar al proceso de desclasificación de materiales un sistema de control de calidad acorde con las cantidades de residuos y las prácticas de gestión posterior involucradas.
- El titular de la instalación deberá demostrar documentalmente en todo momento la existencia de un receptor (gestor autorizado) para los residuos y materiales reciclables desclasificados.

El sistema de desclasificación debe garantizar, en definitiva, la seguridad, la trazabilidad y la transparencia. Estos criterios son la base de los sistemas establecidos ya en países de la UE como Francia, Alemania, Reino Unido y Finlandia.

Durante el año 2001, el CSN ha emitido el dictamen preceptivo para la autorización de

Tabla 3.3 Relación de materiales desclasificados

Año	Central	Material	Volumen (m³)	Actividad (MBq)
2000	Almaraz	Aceite usado	31	3,1
2000	Cofrentes	Aceite usado	27	4,44
2001	Cofrentes	Aceite usado	7,92	1,23
2000	Trillo	Aceite usado	26,62	0,76

desclasificación de aceites usados con muy bajo contenido de actividad procedentes de la central nuclear de Santa María de Garoña.

Las cantidades de materiales residuales desclasificados hasta la fecha por los titulares de las centrales nucleares en virtud de las autorizaciones específicas de que disponen para la desclasificación de aceites son las siguientes:

Las centrales nucleares y el CSN han continuado analizando la aplicación del sistema de desclasificación establecido, para la posible gestión por vías convencionales de otras corrientes de residuos, entre las que figuran las chatarras metálicas, los escombros de demolición, el carbón activo y los residuos tecnológicos textiles.

Las centrales nucleares a través de Unesa, presentaron al CSN el proyecto común para la desclasificación de chatarras metálicas, que está basado en la aplicación de las recomendaciones de la Unión Europea en esta materia. Este proyecto común fue apreciado favorablemente por el CSN en octubre de 2001, estableciéndose los requisitos técnicos y administrativos en los que deben fundamentarse las solicitudes para la autorización de desclasificación de estos materiales que efectúen los titulares de las centrales nucleares.

En el año 2001, Unesa ha solicitado al CSN la apreciación favorable de los proyectos comunes para la desclasificación de carbón activo usado, resinas de intercambio iónico gastadas y regeneración de aceites usados.

4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura

4.1. Central nuclear Vandellós I

Tras el incendio ocurrido el 19 de octubre de 1989 en la central nuclear Vandellós I, la central finalizó su situación operativa el día 31 de julio de 1990, tras la suspensión con carácter definitivo, por parte del Ministerio de Industria y Energía, de la condición 3 del anexo al *Permiso de explotación definitivo* concedido a Hifrensa y que facultaba a ésta para su operación a potencia. Con posterioridad, el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo aceptó el 27 de noviembre de 1992 la alternativa de clausura propuesta por Enresa.

Las actividades de desmantelamiento actuales 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 a Enresa, y se otorga a ésta última autorización para la ejecución de las actividades de desmantelamiento de la central.

4.1.1. Plan de desmantelamiento. Situación actual

La alternativa de clausura aprobada contempla tres períodos o fases en el desarrollo del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I*. La consecución de la primera fase, con actividades de desmantelamiento y descontaminación de la instalación, se prevé que finalice a comienzos del año 2003, lo que permitirá una liberación parcial del 60% del emplazamiento. El reactor, junto a sus estructuras auxiliares y sistemas de control, seguirá permaneciendo en el 40% restante del emplazamiento durante un período de espera y decaimiento, en el denominado período o fase de latencia. Tras este período de latencia, de una duración prevista de unos 25 años, se procederá a

desmontar el reactor y a liberar la totalidad de los terrenos de la instalación.

La fase actual comprende las actividades de desmantelamiento de las partes activas de la instalación, iniciadas el año 1999, y las actividades de desmontaje de los componentes convencionales que afectan a diversas demoliciones de estructuras y edificios no activos, que se iniciaron en 1998 tras la autorización para la transferencia de la titularidad de la instalación a Enresa. Otras actividades importantes a desarrollar durante la fase actual, son las relativas al confinamiento del cajón del reactor, ya finalizadas, y a la puesta en servicio de los nuevos sistemas diseñados para la latencia que permitan mantener al cajón del reactor en las adecuadas condiciones de aislamiento durante toda la duración del período de latencia.

El desarrollo de las actividades sigue sin retrasos significativos la programación inicialmente prevista en el programa de ejecución presentado, cifrándose, a finales del año 2001, un grado de avance del proyecto de un 80%. Las actividades más relevantes previstas para un futuro inmediato son la desclasificación y demolición de diversos edificios de la instalación y el inicio de la desclasificación del terreno que quedará liberado antes del inicio del período de latencia. Ambas actividades deberán llevarse a cabo bajo la supervisión del CSN y tendrán efecto tras las autorizaciones correspondientes.

4.1.2. Resumen de las actividades

Una de las actividades más significativas del CSN durante el año 2001 ha sido la serie de inspecciones realizadas a la desclasificación de los materiales no radiactivos generados en la instalación. Las inspecciones se realizaron tanto con carácter previo a la apreciación favorable del CSN al proceso propuesto para la desclasificación de materiales como, posteriormente, para comprobar

el funcionamiento real de los equipos y procedimientos utilizados.

El CSN ha contado para ello con su inspector residente en la central y con distintos técnicos expertos desplazados al efecto, que han controlado 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 radiológicas que, de acuerdo a sus antecedentes operativos y radiológicos, son candidatos a ser gestionados como materia convencional.

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.

Cabe destacar a este respecto, el apercebimiento del CSN a Enresa por el retraso en la adopción de las medidas establecidas en las especificaciones técnicas para hacer frente a un estado de inoperabilidad de la red de abastecimiento de agua del sistema de protección contra incendios de la instalación. La mencionada inoperabilidad se produjo durante la realización de una modificación en la red de abastecimiento de agua, tras haber detectado una fuga en la misma.

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 2001, han sido:

- Desmontaje de los antiguos equipos de ventilación fija en distintos edificios y recintos de la instalación.

- Desmontaje de los antiguos sistemas de alimentación eléctrica y su sustitución por los previstos para la fase de latencia.
- Desmontaje del antiguo sistema de tratamiento de efluentes y su sustitución por uno móvil.
- Desmantelamiento y descontaminación del taller de trituración de grafito ATC.
- Descontaminación de los silos de grafito AMED.
- Desmontaje del recubrimiento metálico interior de las piscinas de combustible y descontaminación de vasos de las mismas.
- Pruebas y puesta a punto de los equipos y sistemas implicados en el proceso de control de los materiales y paramentos desclasificables.
- Construcción de la nueva protección de intemperie del cajón de reactor.
- Acondicionamiento del edificio BCI para su empleo como almacén de residuos radiactivos.
- Escarificado y descontaminación de paramentos de hormigón en diversos edificios de la instalación.
- Inicio de la salida de la instalación de los materiales desclasificados.
- Construcción de nuevos sistemas e infraestructuras previstos para la etapa de latencia.

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 15 de noviembre. En su realización se supuso un incendio en el panel de reagrupamiento de señales que forma parte del sistema de control distribuido de la instalación que afectó a diverso material combustible, cables eléctricos y panel asociado. El supuesto activó el plan de emergencia en situación de prealerta.

4.1.4. Autorizaciones

- El 29 de enero de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando las modificaciones relativas a los sistemas de ventilación en las actividades del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 12 de diciembre de 2000.
- El 19 de febrero la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la exportación de chatarra radiactiva procedente del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 17 de enero de 2001.
- El 12 de marzo la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la modificación de diseño y especificaciones técnicas del sistema de abastecimiento de agua del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 5 de marzo de 2001.
- El 27 de julio la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando las modificaciones de especificaciones técnicas de los sistemas de ventilación del edificio ATC/AMED/silos del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 25 de junio de 2001.
- El 27 de julio la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 4 del plan de gestión de residuos 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 11 de julio de 2001.
- El 5 de octubre la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 2 a) de las especificaciones técnicas del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 5 de septiembre de 2001.
- El 22 de octubre la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 2 b) de las especificaciones técnicas del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 3 de octubre de 2001.
- El 13 de diciembre la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 2 c) de las especificaciones técnicas del *Plan de desmantelamiento y*

clausura de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 21 de noviembre de 2001.

- El 21 de diciembre la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución autorizando la revisión 2 d) de las especificaciones técnicas del *Plan de desmantelamiento y clausura* de la central nuclear Vandellós I, habiendo aprobado el Consejo la propuesta de dictamen técnico correspondiente, con fecha 5 de diciembre de 2001.

4.1.5. Inspecciones

Durante el año 2001 se realizaron 19 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 ellas fueron los siguientes:

- Cuatro inspecciones dedicadas a seguimiento y control general del proyecto y de las actividades de descontaminación y desmantelamiento de partes activas.
- Cuatro inspecciones para comprobar las condiciones radiológicas de distintos recintos, previas al desmantelamiento de distintos sistemas de ventilación de los mismos.

Estas inspecciones previas figuraban como requisitos impuestos por el CSN en las diversas autorizaciones concedidas para la modificación de los distintos sistemas de ventilación de la instalación.

- Cuatro inspecciones relacionadas con las pruebas y calibraciones de los equipos involucrados en el proceso de desclasificación de materiales y paramentos.

- Dos inspecciones específicas para la comprobación práctica de la protección radiológica de los trabajadores implicados en las actividades de desmantelamiento, así como de los programas de reducción de dosis y de la dosimetría seguida para el personal profesionalmente expuesto a radiaciones ionizantes.
- Inspección para verificar el cumplimiento del programa de gestión de residuos radiactivos generados en la instalación.
- Inspección a las oficinas de Enresa en Madrid para verificar el cumplimiento del programa de garantía de calidad relativo a las actividades de descontaminación y desmantelamiento de partes activas de la instalación.
- Inspección sobre protección contra incendios y ventilación del edificio BIC.
- Asistencia a las pruebas funcionales del nuevo equipo de bombeo del sistema de protección contra incendios.
- Asistencia a la prueba funcional del nuevo sistema de tratamiento de efluentes de la instalación.

4.1.6. Sucesos

El CSN recibió notificación de cinco sucesos notificados acaecidos en la instalación y cuyo origen se resume a continuación:

- Suceso 01/01 referente a la detección de una fuga de agua en la red de abastecimiento de agua al sistema de protección contra incendios de la instalación.
- Suceso 02/01 al sobrepasar el tiempo de indisponibilidad establecido para los tanques que suministran presión a la red de abastecimiento de agua del sistema de protección contra incen-

dios durante una modificación de diseño efectuada en el mismo.

- Suceso 03/01 referente a una pérdida de línea eléctrica exterior, con entrada en servicio del generador diesel de emergencia.
- Suceso 04/01 por la pérdida de señal en los transmisores de presión diferencial del interior del cajón por concurrencia de condiciones atmosféricas extremas.
- Suceso 05/01 referente a una nueva pérdida de línea eléctrica exterior, con entrada en servicio del generador diesel de emergencia.

Los dos primeros sucesos notificables fueron el origen del apercebimiento mencionado en el apartado 4.1.2. El cuarto suceso notificable se solventó con la sustitución de los instrumentos transmisores de presión diferencial adecuados a las condiciones atmosféricas que dieron lugar a la pérdida de señal.

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 344, a las que correspondió una dosis colectiva de 198 mSv.persona. El valor de la dosis individual

media global de este colectivo fue de 1,92 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 3,84% 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 327 personas, sin que se detectara en ningún caso contaminación interna superior al nivel de registro establecido (1% del límite de incorporación anual).
- Medida indirecta mediante análisis de excretas a 102 personas. En dos de estas personas se detectaron valores de contaminación interna por encima del nivel de registro establecido, cuya valoración (en términos de dosis) se encuentra en este momento en proceso de investigación.

4.1.8. Efluentes

En el capítulo 6.2.1 de este informe se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I.

En las tablas 4.1 y 4.2 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I durante el año 2001. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo,

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

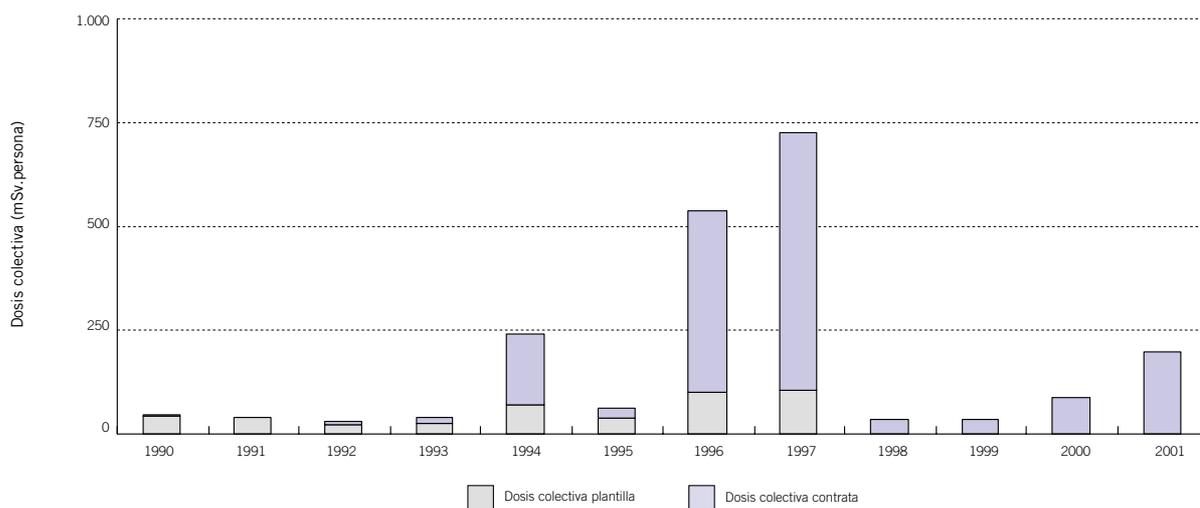


Tabla 4.1. Actividad de efluentes líquidos (Bq). Año 2001. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Fisión/activación	Tritio	Alfa
Líquidos	6,31 10 ⁹	6,47 10 ⁹	1,13 10 ⁸

Tabla 4.2 Actividad de efluentes gaseosos (Bq). Año 2001. Central nuclear Vandellós I

Efluentes	Partículas	Tritio	Alfa	Carbono 14
Gaseosos	1,02 10 ⁶	LID	LID	2,13 10 ⁴

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 1991. 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 2000, 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 termolumi-

niscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

De la evaluación de los resultados obtenidos durante el año 2000, se puede concluir que la calidad medioambiental se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista riesgo para las personas como consecuencia de las actividades realizadas en la instalación.

4.1.10. Residuos

En la tabla 4.3 se resume la generación de residuos radiactivos del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, acondicionados en bidones de 220 litros y contenedores metálicos del tipo CMT de 1.3 m³.

En la tabla 4.4 se resume los residuos radiactivos existentes en los distintos almacenes temporales de la central nuclear Vandellós I.

En la tabla 4.5 se muestra un resumen de la gestión de residuos radiactivos acondicionados en la central nuclear Vandellós I desde su inicio de operación.

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

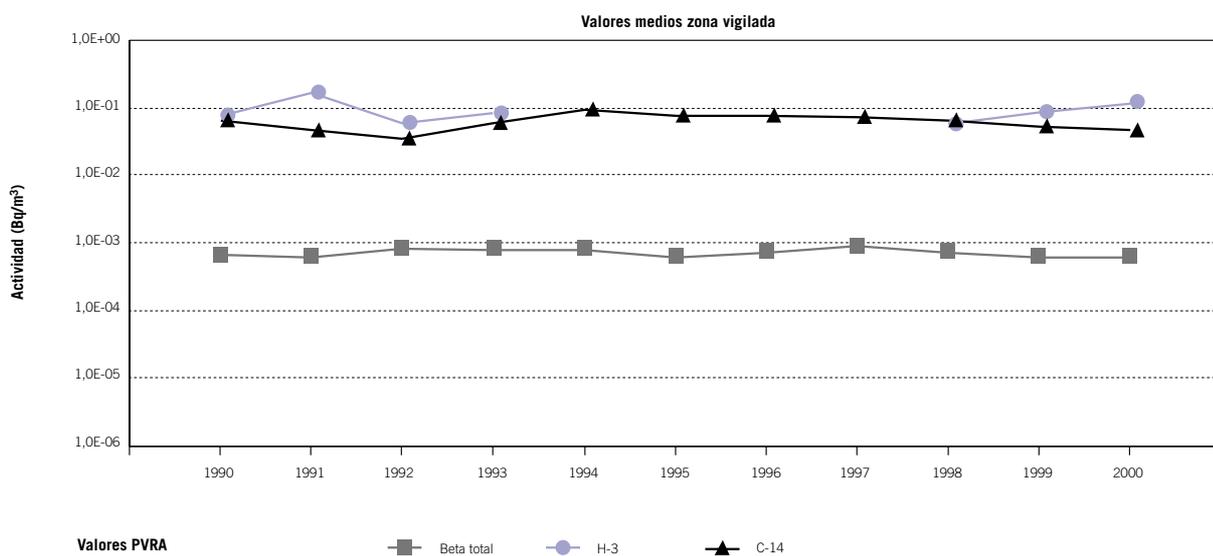


Figura 4.3. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en radiación directa en la instalación Vandellós I

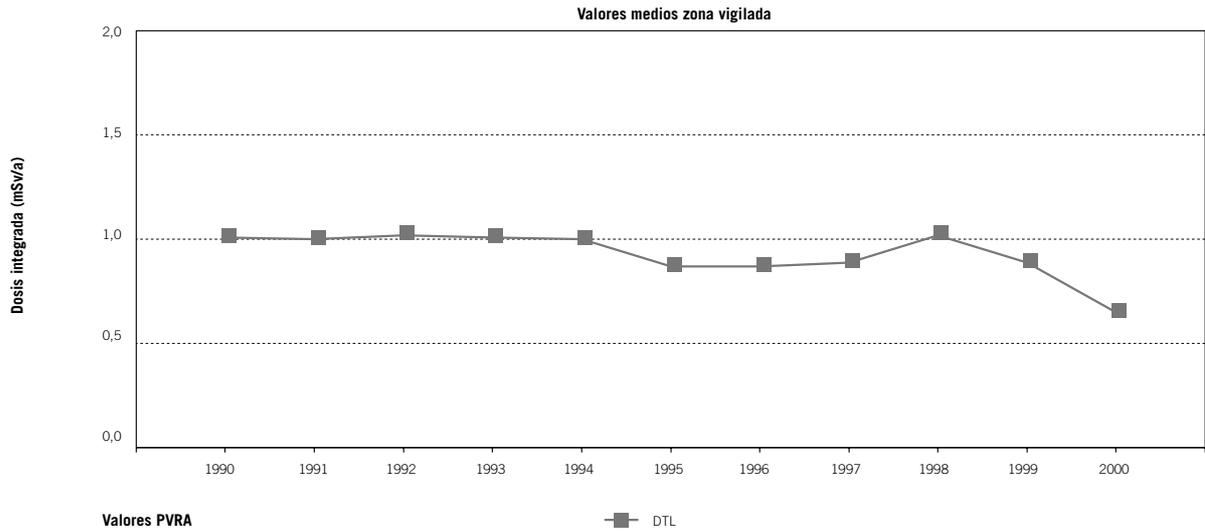


Figura 4.4. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en suelo en la instalación Vandellós I

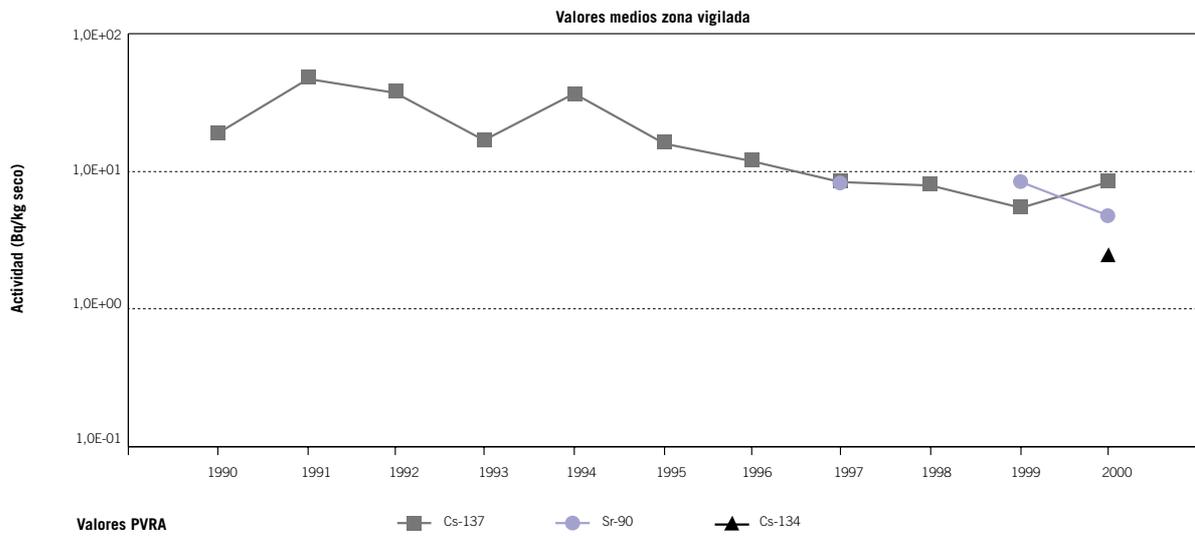


Tabla 4.3. Gestión de residuos radiactivos sólidos acondicionados desarrollada en Vandellós I. Año 2001

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
1.131	309	685	206	929	280

CMT: Contenedor metálico de transporte.

Tabla 4.4. Almacenamiento de residuos radiactivos en Vandellós I a 31 de diciembre de 2001

Instalación de almacenamiento	Residuos almacenados
Almacén del BIC	17 bidones de 220 litros con residuos varios no acondicionados 268 bultos acondicionados
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 contenedor 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
Local de compactación	Residuos varios equivalentes a 31 bidones de 220 litros
Silos de bidones	144 bultos de 220 litros acondicionados con residuos varios
Almacén del IPE cota 3,5 m	80 contenedores tipo CMT con chatarra metálica 576 bidones de 220 litros de escarificados, escombros y otros materiales

CBE: Contenedor de blindaje de Enresa. CME: Contenedor metálico de Enresa. CE: Contenedor de Enresa.

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
2.846	2.434	412	1.290	31,01%

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. Con fecha 17 de enero de 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear remitió instrucciones técnicas complementarias a dicha autorización.

La autorización de desmantelamiento faculta al titular para realizar el desmantelamiento de la planta Elefante consistente en ejecutar las obras de demolición de las estructuras y equipos de las naves de fabricación, almacenamiento de las chatarras y escombros producidos en las eras de estériles de lixiviación, reconfiguración de las eras y construcción de las coberturas necesarias para el aislamiento de los materiales generados, con el objetivo final de restituir los niveles radiológicos de la superficie del emplazamiento y de las aguas subterráneas hasta unos límites especificados, garantizando el aislamiento de dichos materiales de manera indefinida y sin necesidad de mantenimiento activo.

El desmantelamiento se inició con el acondicionamiento de los terrenos, procediéndose a la retirada de tierra vegetal, nivelado y compactado de los terrenos afectados por el extendido de las eras de minerales agotados, demoliéndose las antiguas instalaciones y procediéndose al traslado y vertido en escombrera de los escombros resultantes. El extendido de las eras de estériles de minería se realiza mediante “bulldozer” y carga y transporte con palas y “bumpers”. La antigua planta Elefante de producción de concentrados de uranio ha sido desmantelada y los productos de demolición han sido enterrados bajo la capa de minerales agotados de las eras de lixiviación.

Las obras de desmantelamiento durarán unos tres años y serán controladas por el CSN. Además, durante las mismas, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN informes mensuales y anuales, con un alcance y contenido especificados para garantizar que tras la finalización de dichas obras se consiga la restauración radiológica de la superficie del emplazamiento y el cumplimiento de los límites radiológicos establecidos, tanto en las aguas subterráneas como en los suelos afectados.

4.2.1.2. Autorizaciones

El 16 de enero de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución, previo informe del CSN, autorizando el desmantelamiento de la Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio.

El 15 de noviembre de 2001, la Dirección General de Política Energética y Minas emitió una resolución previo informe del CSN aprobando la revisión 1 del *Reglamento de funcionamiento* para el desmantelamiento de la planta Elefante

4.2.1.3. Sucesos

No se han presentado incidentes.

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.

De modo análogo, las emanaciones de radón procedentes de las eras, son contabilizadas con los efluentes gaseosos de la Planta Quercus.

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

Se han realizado un total de cinco inspecciones sobre:

- El programa de garantía de calidad aplicable a las actividades de desmantelamiento de la planta Elefante.
- El estado de las obras de desmantelamiento.
- El estado de desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental (común con Quercus).
- El estado de desarrollo del programa de vigilancia y control sobre las aguas subterráneas (común con Quercus).
- Control de los datos de la estación meteorológica. (común con Quercus).

Como consecuencia de la primera de ellas se remitió al titular un escrito para que implantara acciones correctoras para mejorar el control de los documentos. En el resto de las inspecciones no se detectaron desviaciones significativas.

4.2.1.6. Efluentes

La planta Elefante está en situación de parada definitiva y no se han producido efluentes radiactivos líquidos a lo largo del año 2001, 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.

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

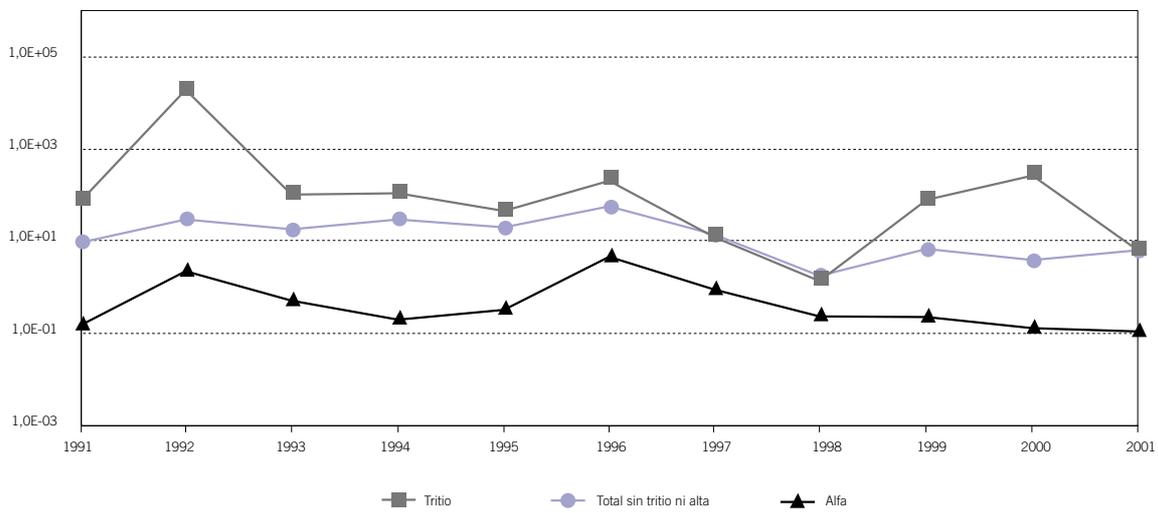
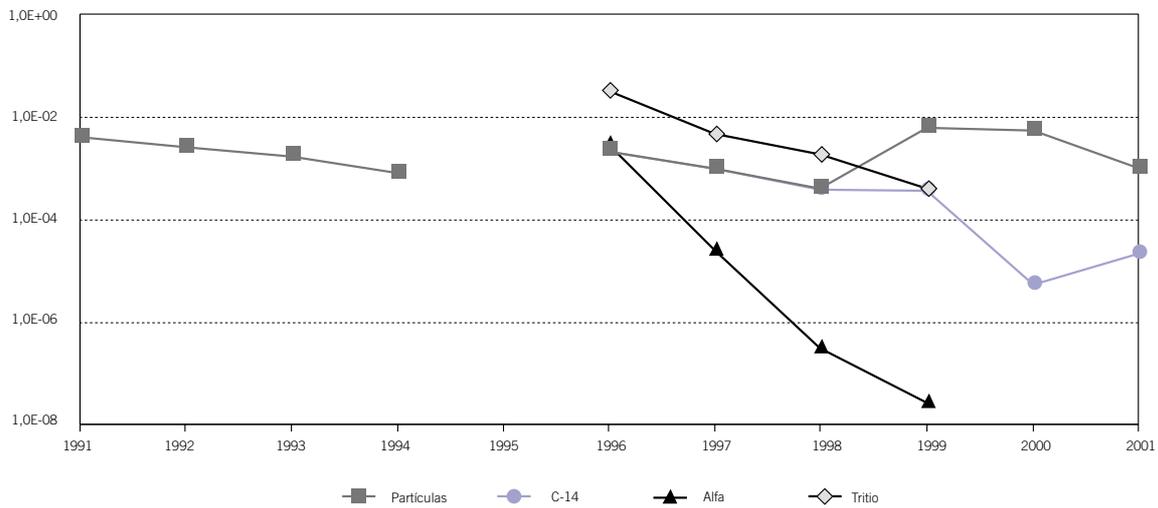


Figura 4.6. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



4.2.2. 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 2001 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.

4.2.2.1. Efluentes

La fábrica de uranio de Andújar es una instalación desmantelada y la única emisión al exterior de efluentes radiactivos que se produce es la emanación de radón que se vigila en el PVRA. La planta está en la fase de vigilancia previa a su declaración de clausura.

4.2.2.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.6 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la fábrica, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2000, 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 ambienta-

les, 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 60 muestras y se realizaron del orden de 300 análisis.

En la tabla 4.6 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.

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 2001 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.

A finales del mes de marzo de 2000, el personal de La Haba dejó de estar clasificado como profesionalmente expuesto como consecuencia de la finaliza-

Tabla 4.6. Resultados PVRA. Agua superficial (Bq/m³). Fábrica de uranio de Andújar, 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,29 10 ² (3,94 10 ⁻¹ - 4,51 10 ²)	6/6	2,05 10 ²
Beta total	4,26 10 ² (3,93 10 ² - 4,66 10 ²)	4/4	9,83 10 ¹
Beta resto	< LID	0/6	9,77 10 ¹
Uranio total	7,23 10 ⁰ (5,06 10 ⁰ - 9,33 10 ⁰)	6/6	-
Th-230	2,26 10 ¹ (1,73 10 ¹ - 3,22 10 ¹)	6/6	5,09 10 ⁰
Ra-226	9,19 10 ¹ (4,82 10 ⁰ - 2,55 10 ²)	6/6	6,36 10 ⁰
Pb-210	< LID	0/6	4,00 10 ⁰
Espectrometría α	1,01 10 ² (7,40 10 ¹ - 1,30 10 ²)	6/6	5,97 10 ⁰
U-234			
U-235	5,92 10 ⁰ (3,00 10 ⁰ - 7,80 10 ⁰)	6/6	2,01 10 ⁰
U-238	8,50 10 ¹ (6,30 10 ¹ - 1,30 10 ²)	6/6	5,43 10 ⁰

ción de actividades con riesgo radiológico. Por ello, no existe control dosimétrico de estos trabajadores durante el año 2001.

4.2.3.1. Efluentes

En la planta Lobo-G de La Haba no se produce ninguna emisión de efluentes radiactivos al exterior, puesto que se trata de una instalación desmantelada, que se encuentra en una fase de vigilancia previa a su declaración de clausura.

4.2.3.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2. de este informe. En la tabla 6.6. se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la planta Lobo-G, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2000, 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 4.7 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

Tabla 4.7. Resultados PVRA. Aire. Planta Lobo-G 2000

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo (Bq/m ³)			
Alfa total	7,86 10 ⁻⁵ (1,25 10 ⁻⁵ - 1,35 10 ⁻⁴)	12/12	6,73 10 ⁻⁶
Uranio total	1,26 10 ⁻⁴ (4,80 10 ⁻⁵ - 2,42 10 ⁻⁴)	4/4	2,08 10 ⁻⁵
Th-230	6,44 10 ⁻⁵ (2,87 10 ⁻⁵ - 1,44 10 ⁻⁴)	4/4	2,16 10 ⁻⁵
Ra-226	1,65 10 ⁻⁵ (1,30 10 ⁻⁵ - 2 10 ⁻⁵)	2/4	9,63 10 ⁻⁶
Pb-210	3,25 10 ⁻⁴ (2,06 10 ⁻⁴ - 4,39 10 ⁻⁴)	4/4	1,67 10 ⁻⁵
Rn-222	3,21 10 ¹ (1,30 10 ¹ - 7,20 10 ¹)	14/14	-
TLD (mSv/año)	1,86 10 ⁰ (1,10 10 ⁰ - 3,23 10 ⁰)	48/48	-

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.

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 autorizaba a la Universidad Politécnica de Cataluña la ejecución de las actividades de desmantelamiento del reactor Argos. Durante 2000 se realizó una inspección de seguimiento y control de las actividades de descontaminación y desmantelamiento. No se encontraron desviaciones con el programa establecido.

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. En 2000 se recibió una revisión del *Estudio de descontaminación y clausura de Arbi*, elaborada por la Universidad Politécnica de Cataluña que, actualmente, está siendo evaluada por el Consejo de Seguridad Nuclear. Asimismo, se realizó una inspección de control de la instalación, no encontrándose desviaciones sobre el programa establecido.

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 2001.

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 apli-

cación 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.

Tabla 5.1. Requisitos de aprobación y notificación en el transporte de material radiactivo

Modelos de bulto	Aprobación de diseño de bulto	Aprobación de la expedición	Notificación previa de la expedición
Exceptuados	No	No	No
Tipo industrial	No	No	No
Tipo A	No	No	No
Tipo B (U)	Sí (unilateral)	No	Sí (1)
Tipo B (M)	Sí (multilateral)	Sí (1)	Sí
Tipo C	Sí (unilateral)	No	Sí (1)
Bultos con materiales fisionables	Sí (multilateral)	Sí (multilateral) (2)	Sí (1)

Aprobación unilateral: sólo es necesario que la conceda el país de origen del diseño del bulto.

Aprobación multilateral: es necesaria la aprobación de todos los países de origen de tránsito y destino del transporte.

(1) Sólo se precisa si el material transportado supera alguno de los siguientes valores, donde A_1 y A_2 son niveles de actividad por isótopo fijados reglamentariamente.

- $3 \times 10^3 A_1$
- $3 \times 10^3 A_2$
- 1.000 TBq (20 kCi)

(2) Sólo se precisa la autorización cuando la suma de los Índices de seguridad con respecto a la criticidad (ISC) es mayor de 50.

Los bultos en los que se transportan los materiales fisionables (fundamentalmente combustible no irradiado y óxido de uranio) y los de tipo B y C en los que se transportan algunas fuentes de gran actividad, requieren aprobación de diseño. Además, algunas expediciones de materiales fisionables precisan, por su volumen, de autorización previa.

Según la tabla 5.1 sólo los transportes mencionados en el último párrafo precisan autorizaciones o licencias de la Administración.

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.

La entrada en vigor, a lo largo del año 2001 y principios del 2002, de las nuevas ediciones de los reglamentos internacionales de transporte, que ya incorporan los requisitos de la última edición del reglamento del OIEA (TS-R-1), hace prever un incremento de las convalidaciones, ya que los diseños según ediciones antiguas del reglamento precisarán de aprobación multilateral.

Entre las modificaciones que se han incorporado en la reglamentación hay que destacar: nuevos valores de exención y criterios de exclusión, variaciones en los valores de actividad de los contenidos que definen los requisitos de embalaje, un nuevo tipo de embalaje para el transporte por vía aérea (bulto tipo C), más requisitos de señalización y marcado de los bultos, nuevos requisitos para el transporte de material fisionable y de hexafluoruro de uranio y profundización en los aspectos de protección radiológica.

En el año 2001, el CSN informó 15 solicitudes de convalidación, que se recogen en la tabla 5.5.

5.1.2.2. Autorización de transportes

En el año 2001, el CSN informó cinco autorizaciones de transporte, dos de ellas bajo arreglos especiales, que se recogen en la tabla 5.2.

Tabla 5.2. Informes sobre autorizaciones de transporte en el año 2001

Fecha del informe	Procedencia	Destino	Tipo de transporte
15/03/01	INIA (Madrid)	El Cabril (Córdoba)	Autorización bajo arreglos especiales de un irradiador con fuente de Co-60
29/06/01	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102 elementos combustibles no irradiados
06/09/01	Alemania	Central nuclear de Trillo	44 elementos combustibles no irradiados
25/10/01	Suecia	Central nuclear de Cofrentes	76 elementos combustibles no irradiados
19/11/01	Enusa (Juzbado)	Centrales nucleares de Ascó y Vandellós II	Autorización bajo arreglos especiales de elementos combustibles no irradiados durante el año 2002

Además de los supuestos en los que la reglamentación prevé autorización de expedición, deben someterse también a autorización aquellos transportes en los que no se cumplen estrictamente los requisitos reglamentarios o las condiciones del contenido de un diseño de bulto, denominándose entonces autorizaciones bajo arreglos especiales o autorizaciones especiales. Las autorizaciones especiales implican un esfuerzo de evaluación importante, ya que obligan a un análisis independiente del país de origen, así como a definir condiciones de transporte que compensen las desviaciones.

Los requisitos de la nueva edición del reglamento del OIEA obligarán a considerar obsoletos muchos modelos de bultos, aprobados según ediciones anteriores, lo que puede provocar a medio plazo un aumento de las autorizaciones especiales de transporte.

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 fisiónable y de fuentes de alta actividad. Asimismo, es objeto preferente de inspección el transporte de residuos efectuado por Enresa desde las instalaciones nucleares y radiactivas hasta El Cabril .

A lo largo del año 2001 se realizaron 31 inspecciones relacionadas con el transporte: 12 por el propio CSN y

el resto por los servicios que desempeñan las encomiendas de funciones en las comunidades autónomas.

El control por inspección se completa con la recepción y análisis de las notificaciones requeridas por el CSN para los transportes de materiales fisiónables, grandes fuentes radiactivas y residuos, así como de los informes posteriores de ejecución, en el caso del material fisiónable.

Por su especial significación, la tabla 5.3 se recogen los envíos de material fisiónable que tuvieron lugar en el año 2001.

También es destacable el transporte por Enresa de residuos radiactivos a su instalación de El Cabril. Se realizaron 182 expediciones de residuos procedentes de las instalaciones nucleares, 33 procedentes de instalaciones radiactivas y 23 desde Acerinox (residuos derivados del incidente de 1998).

5.1.4. Incidencias

Las incidencias ocurridas en el transporte de material radiactivo en el año 2001 se recogen en la tabla 5.4.

La mayoría de los incidentes tuvieron lugar durante las operaciones de carga y descarga en aeropuertos. El número total se ha mantenido respecto al último informe y todos han sido con bultos del tipo A. Dado el gran número de bultos transportados por

Tabla 5.3. Transportes de materiales fisiónables efectuados en el año 2001

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
15/01/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	9.426,99	KG OU
29/01/01	Enusa (Juzbado)	Alemania	100	ECF
13/02/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.952,50	KG OU
27/02/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	7.715	KG OU
02/03/01	Enusa (Juzbado)	Finlandia	120	ECF
13/03/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	10.010,73	KG OU
27/03/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	9.896,02	KG OU
28/03/01	Enusa (Juzbado)	Suecia	32	ECF
16/04/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.633,16	KG OU
30/04/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	10.118,94	KG OU
13/05/01	Enusa (Juzbado)	Bélgica	12	ECF
14/05/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.786,22	KG OU
14/05/01	Enusa (Juzbado)	José Cabrera	16	ECF
21/05/01	Enusa (Juzbado)	Ascó	28	ECF
28/05/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	9.949,49	KG OU
04/06/01	Enusa (Juzbado)	Bélgica	16	ECF
11/06/01	Enusa (Juzbado)	Ascó	36	ECF
25/06/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	5.879,85	KG OU
02/07/01	Enusa (Juzbado)	Almaraz	28	ECF
09/07/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.498,08	KG OU
18/07/01	Enusa (Juzbado)	Finlandia	102	ECF
23/07/01	Enusa (Juzbado)	Almaraz	36	ECF
20/08/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.439,58	KG OU
03/09/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.182,50	KG OU
16/09/01	Enusa (Juzbado)	Reino Unido	1.278	KG OU
17/09/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	6.301,86	KG OU
02/10/01	Alemania	Trillo	20	ECF
05/10/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.573,47	KG OU
08/10/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.282,70	KG OU
26/10/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	12.499	KG OU
16/11/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	18.633,10	KG OU
25/11/01	Suecia	Cofrentes	40	ECF
03/12/01	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	11.533,67	KG OU
10/12/01	Enusa (Juzbado)	Vandellós II	36	ECF
17/12/01	Enusa (Juzbado)	Cofrentes	60	ECF
19/12/01	Suecia	Cofrentes	36	ECF

KG OU: kilogramos de uranio en forma de óxido.

ECF: elementos combustible frescos.

Tabla 5.4. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2001

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
22/05/01	Reino Unido	Santiago de Compostela	Nycomed Amersham	Iberia	Aeropuerto de Barajas-Madrid (en tránsito)	Caída y arrollamiento de dos bultos de tipo A con I-131. Deterioro externo. Sin consecuencias radiológicas.
08/11/01	Bélgica	San Sebastián	Nucliber	Iberia	Aeropuerto de Barajas-Madrid (en tránsito)	Extravío de un bulto tipo A con 439,56 MBq de I-131. No hallado tras búsqueda en aeropuerto y delegaciones. Riesgo bajo: actividad baja y rápido decaimiento.
10/12/01	Reino Unido	Palma de Mallorca	Nacional Express	Iberia	Aeropuerto de Barajas-Madrid (en tránsito)	Caída y arrollamiento de dos bultos tipo A con I-131. Deterioro externo. Sin consecuencias radiológicas.
18/12/01	Madrid	Málaga	Mecánica Científica	Enypsa	Autovía A-92 km 194 (Loja-Granada)	Accidente de vehículo con un bulto tipo A con Cs-137 y Am 241/Be. Pequeños daños en el bulto. Sin consecuencias radiológicas.

vía aérea, se considera que es un nivel bajo de incidencias. Por otra parte, en el caso de las caídas de bultos sólo se han producido deterioros externos, sin salida de material y, por tanto, sin riesgo radiológico alguno. En el caso del bulto extraviado en su tránsito por Barajas (Madrid), a pesar de la búsqueda efectuada por Iberia no ha sido finalmente localizado. Dada la baja actividad del I-131 y su bajo período de semidesintegración, se considera que el riesgo radiológico es bajo.

A lo largo de 2001, el CSN ha mantenido diversas reuniones con los responsables del aeropuerto de Barajas e Iberia, a fin de buscar la implantación de medidas que disminuyan las incidencias al mínimo posible. Como consecuencia, a partir del 1 de enero del 2002, Iberia ha puesto en vigor un procedimiento específico para el tratamiento de las expediciones de material radiactivo, que se espera ayude a la reducción de las incidencias.

En conclusión, el reducido número y escaso impacto de las incidencias permiten sostener la valoración global positiva de esta actividad hecha en el punto 5.1.1.

5.1.5. Dosimetría personal

El número de trabajadores controlados fue de 49, a los que correspondió una dosis colectiva de 135 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores resultó ser de 4,22 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 8,44% 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 con el 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 2001, el CSN no ha emitido ningún informe en relación con la fabricación de equipos radiactivos.

5.2.1. Exención de equipos radiactivos y generadores de radiación

La exención está regulada en el anexo I 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 de humo que disponen de una cantidad muy pequeña de americio-241 y equipos generadores de rayos X para la inspección de bultos y equipajes. En menor cantidad fueron aprobados aparatos utilizados en investigación, como cromatógrafos y detectores de radiación por centelleo líquido, y en el campo ambiental detectores de contaminantes atmosféricos.

En 2001 el CSN emitió 12 informes, cuyo detalle se recoge en tabla 5.6.

La tendencia en los últimos años, confirmada en 2001, 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 5.5. Informes de aprobación o convalidación de bultos de transporte en el año 2001

Identificación española	Denominación	Identificación país origen	Informe CSN
E/023/AF	RA-3	USA/4986/AF	22/06/01
E/030/AF	1660A	GB/1660A/AF	05/02/01
E/038/B(U)	TNB/0145	B/30/B(U)	27/09/01
E/053/AF-85	RA-3D	D/4306/AF-85	10/12/01
E/054/AF	MCC	USA/9239/AF	26/03/01
E/057/AF-85	BU-J	J/079/AF-85	14/05/01
E/075/B(U)	3231A	GB/3231A/B(U)	16/11/01
E/075/B(U) (*)	3231A	GB/3231A/B(U)	28/12/01
E/076/B(U)	3231B	GB/3231B/B(U)	16/11/01
E/092/AF-85	3516A	GB/3516A/AF-85	25/01/01
E/093/AF-85	3525A	GB/3525A/AF-85	19/09/01
E/097/B(U)	0924BZ	GB/0924BZ/B(U)	23/08/01
E/098/IF-85	Tipo III Acero Inox.	D/4330/IF-85	23/08/01
E/098/IF-85	Tipo III Acero Inox.	D/4330/IF-85	10/12/01
E/0100/B(U)F-85	NAC	USA/9225/B(U)F-85	16/02/01
E/0102/IF-85	ENBRACE	S/50/IF-85	06/11/01

(*) Informe de ampliación del remitido el 16 de noviembre de 2001.

Tabla 5.6. Informes sobre aprobaciones de tipo de aparatos radiactivos en 2001

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
Venus	Philips Iberica, S.A.	EFRX	GRX	09/01/01
LAB-X 3000	Izasa, S.A.	EFRX	GRX	15/03/01
Dysim-S	S.T.E. Packaging Engineering	ERXIB	GRX	21/05/01
VIS-108	Halcón Ibérica, S.A.	ERXIB	GRX	27/07/01
VXS-350C	Ramsey Ingenieros S.A.	IE	GRX	27/07/01
10080 EDS/DV	Tecosa	ERXIB	GRX	27/07/01
Linescan-10 A, 110 A, 214	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	17/09/01
Linescan-12, 112, 107, 208, 210, 231, 232	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	17/09/01
Linescan 22, 222	Target Tecnología, S.A.	ERXIB	GRX	17/09/01
S4 Explorer	Bruker Española S.A.	EFRX	GRX	08/10/01
Hi-Scan 100100 I	Tecosa	ERXIB	GRX	16/11/01
FEP ME 975	Halcón Ibérica, S.A.	ERXIB	GRX	04/12/01

Tipo de equipo:

GRX: generador de rayos X

Campo de aplicación:

EFRX: equipo de fluorescencia por rayos X

ERXIB: equipo para inspección de bultos y equipajes

IE: inspección envases

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 2001, el CSN elaboró informes para 20 transferencias a Enresa de diversos materiales y fuentes radiactivas. En 13 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 2001 se informaron tres retiradas.

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 2.000 toneladas de materiales residuales con muy bajas concentraciones de Cs-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)”.

En este año 2001, Enresa, en cumplimiento de las condiciones de la citada resolución de 20 de marzo

de 2000, efectuó un total de 18 expediciones a El Cabril, retirando 351 sacas tipo *big-bag*.

El Consejo remitió en el mes de julio un escrito a la Junta de Andalucía y al Ministerio de Economía expresando su preocupación por que las sacas que estaban previstas enviar al vertedero de Nerva, aún continuaban en la acería.

A fecha de 31 de diciembre de 2001 el resto de los materiales residuales se encontraban aún almacenados en sacas tipo *big-bag* en la acería de Acerinox.

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 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, se habían concluido las obras de acondicionamiento mediante la extensión de una capa de arcilla sobre los frentes de vertido afectados, y se había iniciado 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.

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

6.1. Control radiológico de los trabajadores profesionalmente expuestos

6.1.1. Prevención de la exposición

En el artículo 6º del Real Decreto 783/01, por el que se aprueba el *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, se recoge el principio de la optimización de la protección radiológica (o principio Alara), por el que las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos a radiaciones ionizantes deben mantenerse tan bajas como razonablemente sea posible, y siempre por debajo de los límites de dosis establecidos en dicha legislación.

La aplicación de este principio requiere, entre otros muchos aspectos, prestar una especial atención a todas y cada una de las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- La evaluación (previa a su puesta en práctica) del riesgo radiológico asociado a toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes.
- La clasificación radiológica de los trabajadores involucrados en función del riesgo radiológico inherente al trabajo a desarrollar como parte de esa actividad.
- La clasificación radiológica de los lugares de trabajo en función de los niveles de radiación y de contaminación previsibles como consecuencia de esa actividad.
- La aplicación de normas y medidas de control adecuadas a las distintas categorías de trabaja-

dores profesionalmente expuestos y a los distintos lugares de trabajo.

Estas medidas de carácter preventivo se recogen en los manuales de protección radiológica, que constituyen uno de los documentos oficiales de explotación de las instalaciones nucleares, aunque también es preceptiva su existencia en aquellas instalaciones radiactivas que, por su relevancia radiológica, quedan obligadas a disponer de un servicio o unidad técnica de protección radiológica. Estos manuales de protección radiológica requieren la apreciación favorable del Consejo como paso previo a su primera entrada en vigor; dicha apreciación favorable también se requiere para las revisiones de dichos documentos que afecten a los criterios radiológicos básicos en que se sustentan.

La evaluación de los manuales de protección radiológica de las instalaciones nucleares y radiactivas constituyen una de las herramientas básicas del CSN a la hora de garantizar la protección radiológica de los trabajadores expuestos. Tanto en dichas evaluaciones como en las inspecciones que, en relación con esta temática, se llevan a cabo por el CSN, se presta una especial atención a los trabajos, procedimientos, métodos, esfuerzos y recursos orientados hacia prevención de las exposiciones ocupacionales de forma que, dentro de lo razonablemente posible, se minimice el riesgo inherente a dichas exposiciones.

Considerando los plazos fijados para la implantación de los requisitos establecidos en la nueva edición del *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes* a lo largo del año 2001 finalizaron los trabajos conducentes a la elaboración de un manual de protección radiológica genérico para centrales nucleares con un doble objetivo: por una parte armonizar el contenido, alcance y estructura de los manuales de protección radiológica, y por otra adaptar las implicaciones prácticas que supone esta revisión de la reglamentación en

materia de protección radiológica. Un trabajo similar, se llevó a cabo en el ámbito de las instalaciones radiactivas médicas.

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 siste-

mas 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 2001 se ha desarrollado la tercera campaña de intercomparación de servicios de dosimetría personal externa, en la cual han participado 22 servicios de dosimetría personal externa autorizados 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 participen 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 2001, se han iniciado 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 profesio-

nalmente expuesto se le debe abrir un historial dosimétrico en el que se registren todas las dosis por él recibidas en el transcurso de su actividad laboral. Dichas disposiciones asignan al titular de la práctica la responsabilidad del archivo de dichos historiales hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 65 años y nunca por un periodo inferior a 30 años, contados a partir de la fecha del cese del trabajador.

En 1985, el CSN acordó la implantación en España de un banco dosimétrico nacional (BDN) en el que se centralizarían los historiales dosimétricos de todos los trabajadores profesionalmente expuestos en las instalaciones nucleares y radiactivas españolas.

El BDN constituye una herramienta fundamental para el control regulador de las dosis recibidas por dichos trabajadores y permite:

- Disponer de información actualizada sobre los historiales dosimétricos de cada uno de los trabajadores.
- Hacer estudios estadísticos de carácter sectorial sobre las tendencias en la exposición a radiaciones de distintos colectivos de trabajadores, lo que permite identificar áreas de interés desde el punto de vista del principio Alara.
- Estudiar las dosis resultantes del funcionamiento de cualquier instalación nuclear o radiactiva en España.

Como muestra del volumen de información contenido en el BDN baste señalar que, al cierre del ejercicio dosimétrico de 2001, había registros por un total de aproximadamente 7.165.500 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 201.800 trabajadores y a unas 30.200 instalaciones. Cada una de esas mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de trabajo desarrollado por el trabajador.

El BDN ha sido utilizado por el CSN como herramienta de apoyo a la hora de elaborar la información que, en relación con las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos de España, fue solicitada al CSN por distintos organismos y grupos de trabajo internacionales tales como:

- El Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los efectos de las radiaciones ionizantes que, de forma sistemática, en los últimos años, incluye los datos dosimétricos sectoriales de nuestro país en los informes Unsear.
- La Comisión Europea que, en cumplimiento de las disposiciones de las normas básicas de seguridad y protección radiológica de la Unión Europea, requiere periódicamente a todos los estados miembros la remisión de información estadística sobre las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos.
- La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE que, antes de disponer de una base de datos propia, solicitó en diversas ocasiones información de carácter estadístico sobre las dosis 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, nº IS-01 por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/97. En esta instrucción se incluye el nuevo formato de carné radiológico en respuesta a los requisitos derivados del mencionado real decreto.

Al cierre del año 2001, el CSN había distribuido un total de 29.251 carnés radiológicos destinados a los trabajadores de un total de 704 empresas.

6.1.5. Registro de empresas externas

El Real Decreto 413/97, sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada, establece que las empresas externas (o empresas de contrata), estaban obligadas a presentar una declaración de sus actividades, inscribiéndose a tal fin en un registro creado al efecto por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Por resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 16 de julio de 1997 (BOE nº 238 de 4 de octubre), se constituyó oficialmente el registro de empresas externas, se establecieron los formatos que se deben utilizar para la inscripción de las empresas externas en dicho registro y se fijó un plazo de seis meses para la presentación de las solicitudes de inscripción. A partir de esta fecha se han atendido con regularidad las solicitudes de alta, baja y modificación asociadas con este Registro.

En relación con el control de las empresas externas, en el citado real decreto se otorga al CSN la autoridad para efectuar el control e inspecciones que estime necesarias a dichas empresas externas, con objeto de verificar la autenticidad de los datos que obran en el registro, así como del grado de cumplimiento de las obligaciones establecidas en esta disposición (ver apartado 2.4.).

6.1.6. Resumen de los datos dosimétricos correspondientes al año 2001

Se exponen a continuación los resultados del control dosimétrico de los trabajadores profesionalmente expuestos en España a lo largo del año 2001. 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 profesionalmente expuestas a radiaciones ionizantes controladas dosimétricamente en España en el año 2001 ascendió a 85.284, a las que correspondió una dosis colectiva de 42.374 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 0,80 mSv/año.

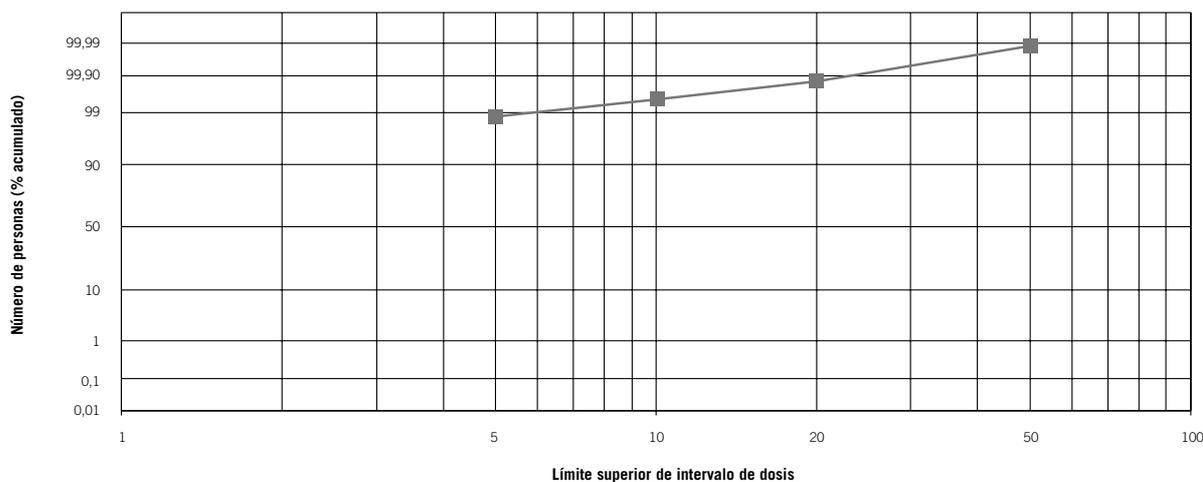
En la figura 6.1 se muestra la distribución de las dosis de las personas expuestas en España en el año 2001. El buen ajuste de dichos datos a una recta demuestra que la distribución de dosis se ajusta a una función del tipo logarítmico-normal. Esta situación es coherente con la experiencia internacional 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 98,95% de los trabajadores controlados dosimétricamente (84.385) recibió dosis inferiores a 5 mSv/año.
- Un 99,89% de los trabajadores controlados dosimétricamente (85.187) recibió dosis inferiores a 20 mSv/año.

Esta distribución pone de manifiesto la buena tendencia de las instalaciones nucleares y radiactivas de nuestro país con vistas al cumplimiento a partir del 1 de enero de 2002 de los nuevos límites de dosis (20 mSv/año promediados durante cinco años) de la Directiva 96/29 de Euratom, transpuesta al ordenamiento jurídico nacional mediante

Figura 6.1. Distribución de las dosis de las personas expuestas en España durante el año 2001



la nueva edición del Reglamento sobre *protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. Para un total de 10 trabajadores⁽¹⁾, todos ellos pertenecientes al sector de instalaciones radiactivas (ocho de ellos corresponden al sector de instalaciones médicas y dos 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 (33.082 mSv.persona), siendo estas últimas, asimismo, las más representativas en cuanto al número de trabajadores (67.332 personas, un 78,95% del total).
- Los valores inferiores de dosis individual media se registran en el sector de las instalaciones de investigación (0,33 mSv/año) dentro de instalaciones radiactivas.
- Con objeto de realizar una valoración global de la dosimetría de los trabajadores expuestos en el sector nucleoelectrico 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⁾.

1. En el caso de uno de los trabajadores expuestos afectado por una potencial superación del límite de dosis, hay que tener en cuenta que esta superación del límite de dosis se produjo en uno de los meses del año, como consecuencia de la suma de las lecturas dosimétricas correspondientes a los doce meses anteriores (dosis acumulada).

2 Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- *Information System on Occupational Exposure*) abarcan hasta el año 2000.

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	6.532	4.559	1,48
Instalaciones del ciclo del combustible, de almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat)	1.099	57	0,46
Instalaciones radiactivas:			
Médicas	67.332	33.082	0,75
Industriales	5.676	3.648	1,08
Investigación	4.252	695	0,33
Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	344	198	1,92
Transporte	49	135	4,22

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

a) Reactores tipo PWR:

- La dosis colectiva por reactor correspondiente a 2001 es inferior a la correspondiente al año 2000 lo cual confirma la tendencia decreciente de los últimos años. Hay que indicar que en el año 2001 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Ascó unidad I y unidad II, Almaraz unidad II, Trillo, y Jose Cabrera.
- La situación en las centrales españolas está en consonancia con la de los países tecnológicamente más avanzados.

b) Reactores tipo BWR:

- La dosis colectiva por reactor correspondiente al año 2001 es inferior a la correspondiente a 2000 lo cual confirma la tendencia decreciente de los últimos años. Hay que indicar que en el año 2001 se efectuó parada de recarga en la central nuclear de Santa Maria de Garoña.

- Las dosis colectivas por reactor. año han ido disminuyendo progresivamente a lo largo de los últimos años hasta equipararse con los resultados registrados para este tipo de centrales en el ámbito internacional.

La dosis individual media correspondiente a los trabajadores profesionalmente expuestos implicados en actividades de transporte (4,22 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 (49), no es muy significativo.

Debe señalarse que, hasta la aprobación del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, el 31 de diciembre de 1999, no se establecía en la reglamentación la necesidad de un proceso de autorización, declaración o registro para este tipo de empresas. Tras la aprobación de dicho reglamento, que exige que dichas empresas declaren sus actividades ante la Dirección General de la Energía, la capacidad de control sobre sus actividades ha aumentado de forma significativa.

Figura 6.2. Dosis colectiva y número de trabajadores profesionalmente expuestos por sectores. Año 2001

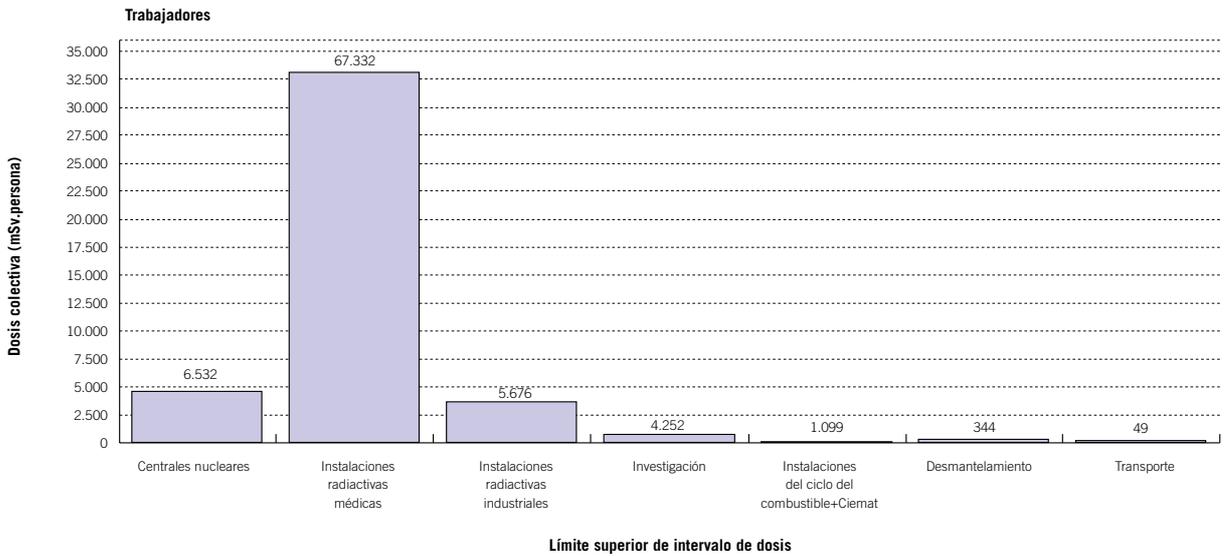


Figura 6.3. Dosis individual media por sectores. Año 2001

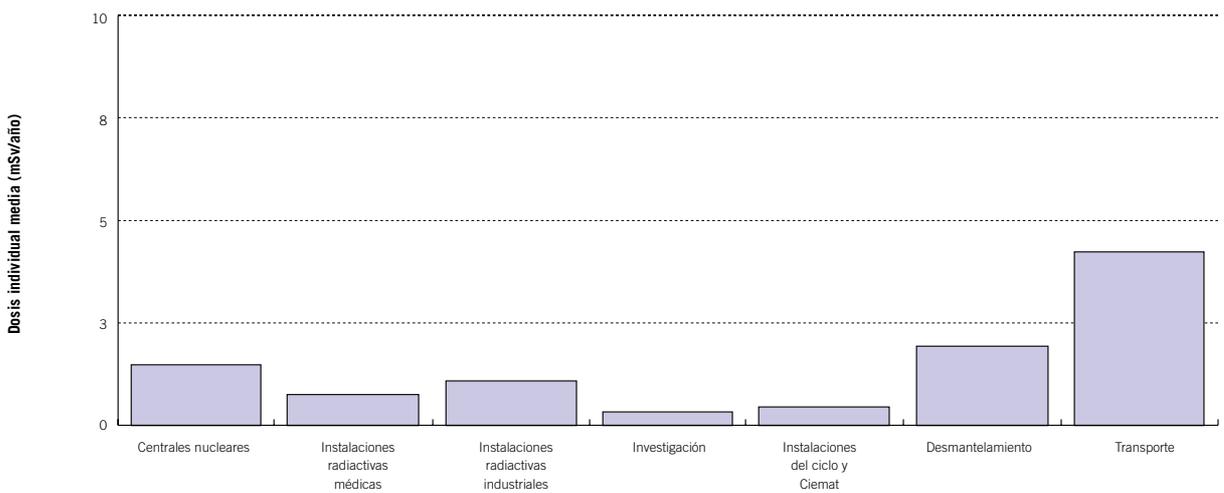
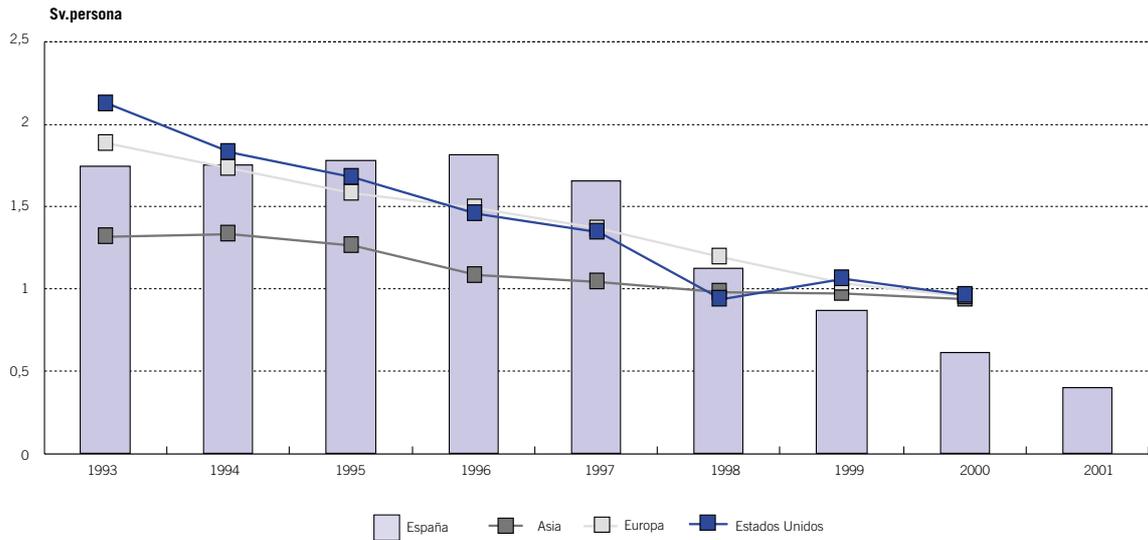
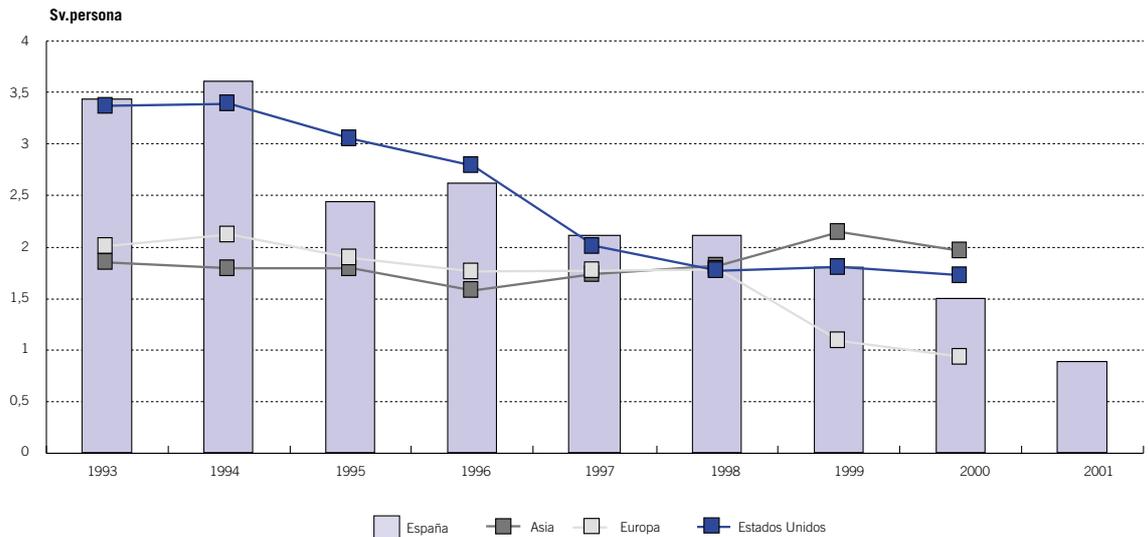


Figura 6.4a. Dosis colectiva media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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.

Así por parte de este Organismo se han 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 ha iniciado 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.

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 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 2001 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 2001 y se presentan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental correspondientes al año 2000. 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 12 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 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 especificados 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 especificados 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.

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 2001 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.

Los cálculos de las dosis debidas a los vertidos radiactivos de las instalaciones se realizan para verificar el cumplimiento de los límites establecidos, aplicando siempre criterios y valores muy

TABLA 6.2. Límites de vertido. Efluentes

	Límites	Vertido	Variable	Valor
Centrales nucleares	Límites instantáneos	Gases	Tasa de dosis	5 mSv/a
		Líquidos	Concentración	RPSRI (5 mSv/a) (1)
	Restricciones operacionales	Total	Dosis equivalente efectiva	0,1 mSv/a (2)
		Gases	Dosis equivalente efectiva	0,08 mSv/a (2)
		Líquidos	Dosis equivalente efectiva	0,02 mSv/a
Cabril	Límites dosis	Gases	Dosis equivalente efectiva	0,01 mSv/a
Ciemat	Límites instantáneos	Líquidos (4)	Concentración de actividad de cada isótopo.	1/10 RPSRI
			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 equivalente efectiva	0,3 mSv/a

(1) Valores de concentración derivados de los límites de dosis al público del Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

(2) Valores genéricos, el reparto entre líquidos y gases es diferente en algunas instalaciones.

(3) Vertido nulo para líquidos.

(4) Vertido nulo para gases.

conservadores; la metodología e hipótesis utilizadas son comunes para cada tipo de instalación, a excepción de aquellos parámetros específicos del emplazamiento. Los valores obtenidos durante el año 2001 son, como en años anteriores, muy inferiores a los límites de dosis para el público y representan una pequeña fracción de los límites de vertido, como se deduce de los valores representados en la figura 1.26 de este informe.

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

Tabla 6.3. Programas de muestreo y análisis de los vertidos de las centrales nucleares

Tipo de vertido	Frecuencia de muestreo	Frecuencia mínima de análisis	Tipo de análisis
Efluentes líquidos			
Emisión en tandas	Cada tanda	Cada tanda	Emisores gamma I-131
	Una tanda al mes	Mensual	Emisores gamma (gases disueltos)
	Cada tanda	Mensual compuesta	H-3 Alfa total
	Cada tanda	Trimestral compuesta	Sr-89/90
Descarga continua	Continuo	Semanal compuesta	Emisores gamma I-131
	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma (gases disueltos)
	Continuo	Mensual compuesta	H-3 Alfa total
	Continuo	Trimestral compuesta	Sr-89/90
Efluentes gaseosos			
Descarga continua y purgas contención	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma H-3
	Muestra continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Muestra continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Muestra continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
Off-gas (BWR)/tanques de gases	Muestra continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90
	Muestra puntual	Mensual/cada tanque	Emisores gamma
	Continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
	Continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90

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 ETF y se desarrolla, junto con el Procer, en el MCDE. El PVRA debe

incluir un programa de muestreo, análisis y medida que proporcione información sobre radionucleidos existentes en el medio ambiente, un censo del uso de la tierra y el agua y un programa de control de calidad analítico de acuerdo con la metodología y parámetros del MCDE de cada instalación. En dicho documento se establecen, para cada uno de estos aspectos, los requisitos de

vigilancia y las acciones a tomar en caso de que se produzcan modificaciones respecto a lo especificado en el mismo, o bien se excedan los límites y condiciones establecidos. Asimismo se incluyen los niveles de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales, establecidos por el CSN a partir de los límites de efluentes, los requisitos sobre las capacidades de detección para los análisis de muestras ambientales y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación del programa.

Las restantes instalaciones tienen implantados programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación.

Los titulares de las instalaciones son los responsables de ejecutar estos programas de vigilancia cuyo diseño se basa en las directrices del CSN y tiene en cuenta el tipo de instalación y las características del emplazamiento, tales como demografía, usos de la tierra y el agua y hábitos de la población.

Para el desarrollo de los programas de vigilancia se lleva a cabo la recogida y análisis de muestras en las principales vías de transferencia a la población. En la tabla 6.4 se incluye un resumen de los programas de vigilancia implantados en las centrales nucleares y en la tabla 6.5 el resumen corresponde a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear y centros de investigación.

Las instalaciones que en la actualidad se encuentran en fase de desmantelamiento y/o clausura desarrollan un programa de vigilancia radiológica ambiental adaptado a su situación y al tipo de instalación, estas instalaciones son: la central nuclear Vandellós I, la planta de tratamiento de minerales de uranio 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 los 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 2000 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.

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 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.

Tabla 6.4. Programa de vigilancia radiológica ambiental alrededor 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

6.2.2.3. Programas de vigilancia realizados directamente por el CSN.

En el año 2000 los programas de vigilancia independiente del CSN han sido 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 de Santa María de Garoña).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Cáceres (PVRAIN de la central nuclear de Almaraz).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Salamanca (PVRAIN de las instalaciones de Juzbado y Quercus).
- Laboratorio de radiactividad ambiental de la Universidad de Extremadura-Badajoz (PVRAIN de la instalación de La Haba).
- Laboratorio de radioquímica y radiología ambiental de la Universidad de Granada,

Tabla 6.5 Programa de vigilancia radiológica ambiental 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 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 natural 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 Málaga y departamento de física atómica, molecular y nuclear de la Universidad de Sevilla (PVRAIN de las instalaciones de El Cabril y la FUA).

Se han llevado a cabo los programas aprobados para el año 2000, recogiendo muestras de agua potable, agua superficial, agua subterránea y de sondeos, suelo, sedimentos de orilla y de fondo, organismos indicadores, leche, carne, vegetales de

Tabla 6.6. Programa de vigilancia radiológica ambiental 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	Uranio-total	en la superficie del
	Espectrometría γ	Th-230	dique restaurado
	C-14	Ra-226	
	H-3	Pb-210	
		Rn-222 y descendientes	
Radiación directa	Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada	
Aguas: subterránea y superficial	(Sólo agua de mar)	Actividad α total	Actividad α total
	Actividad β total	Actividad β total	Actividad β total
	Actividad β resto	Actividad β resto	Actividad β resto
	Espectrometría γ	U-total	Th-230, Ra-226,
	H-3	Th-230	Pb-210
		Ra-226	U-total
		Pb-210	Espectrometría α de uranio
Agua de lluvia	Espectrometría γ		
	H-3		
	Sr-90		
Suelo	Sr-90		
	Espectrometría γ		
Sedimentos y organismos indicadores	Sr-90		
	Espectrometría γ		
	Pu-238		
	Am-241		
Alimentos	Sr-90		
	Espectrometría γ		
	Pu-238 (peces y mariscos)		
	Am-241 (peces y mariscos)		

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 indepen-

diente en la zona de influencia de las centrales nucleares de Ascó, 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 2000. 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 2000 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 2000 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 2000, 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:

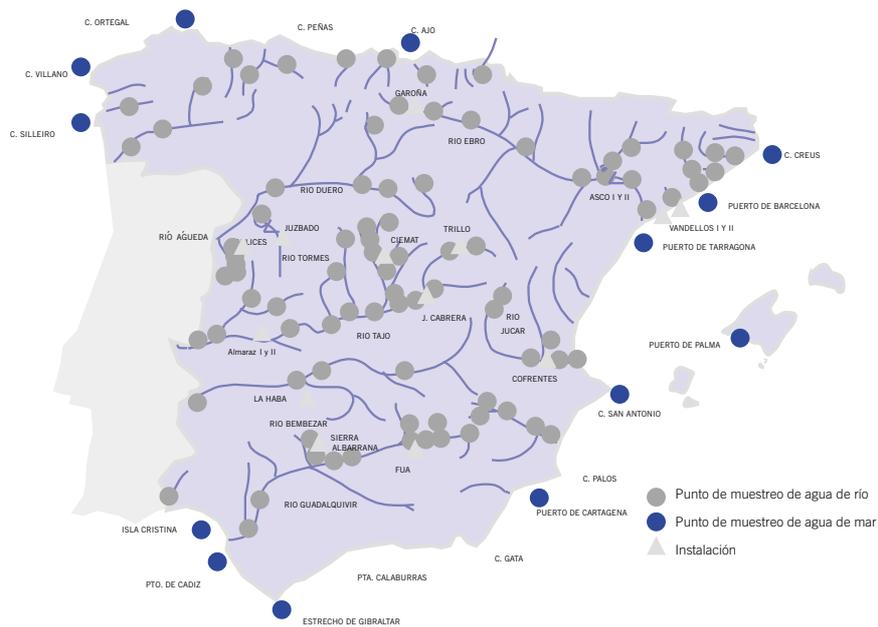
- Una Red Densa, con numerosos puntos de muestreo, de modo que quede adecuadamente vigilado todo el territorio de los estados miembros. Esta red se corresponde con la implantada actualmente en España, que se amplió incluyéndose en el año 2000 muestras de leche y agua potable.
- Una Red Espaciada, constituida 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.

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.

6.2.3.1. Red de estaciones de muestreo (REM) Programa de vigilancia radiológica de las aguas continentales españolas

Figura 6.5. Red de estaciones de muestreo del CSN de aguas continentales y costeras



Los resultados de las medidas radiológicas realizadas durante el año 2000 en estas muestras, confirman el comportamiento observado a lo largo de los años en las distintas cuencas, siendo los hechos más destacables los siguientes:

- En las cuencas de los ríos Tajo, Ebro y Júcar, que reciben directamente vertidos de las centrales nucleares situadas en sus cauces, y en éste último además indirectamente por la incorporación de agua del Tajo a través del trasvase Tajo-Segura, se detecta la influencia de los efluentes de las centrales nucleares, a través de un ligero incremento en los valores de concentración de actividad de tritio en las muestras de las estaciones situadas aguas abajo de las mismas. En las estaciones posteriores los valores de tritio descienden hasta alcanzar valores próximos a los de cabecera. En el año 2000 los valores de concentración se mantienen en niveles similares a campañas anteriores.
- Respecto a otros isótopos de origen artificial, y como viene sucediendo habitualmente en todas las cuencas, durante el año 2000 los radionucleidos emisores gamma de procedencia artificial se mantuvieron por debajo de sus correspondientes límites de detección.
- En el resto de las determinaciones analíticas que se incluyen en el programa (índices de actividad alfa total, beta total y beta resto) se 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, el arrastre de fertilizantes y abonos organo-fosforados con contenidos en uranio, radio y torio utilizados en zonas de regadíos, las industrias agropecuarias, o el lavado del terreno sobre todo en zonas uraníferas.
- 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).

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 10 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 2000 se recogieron muestras en los 13 puntos que se indican en la figura 6.5. Los resultados obtenidos reflejan las características específicas del medio muestreado. En ninguno de los análisis realizados se detectó la presencia de isótopos artificiales emisores gamma.

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. En el año 2000 colaboraron 20 laboratorios entre las redes densa y espaciada, distribuidos tal como se indica en la figura 6.6.

Durante el año 2000 se revisó el programa de vigilancia llevado a cabo en la denominada red densa tomándose muestras de aire, suelo, agua potable, y leche, en puntos de muestreo situados en el entorno de los campus universitarios excepto en el caso de la leche en el que se recogen en dos puntos representativos de la producción nacional. La red espaciada se fue implantando a lo largo de dicho año con la compra de los equipos y la puesta a punto de las técnicas de muestreo y analíticas necesarias, empezando a obtenerse los primeros

resultados provisionales. En la tabla 6.7 se incluye un resumen de estos programas.

En las tablas 6.8 y 6.9 se presenta un resumen de los resultados de las medidas de muestras de aire y suelo respectivamente realizadas durante el año 2000 en la red densa.

Los resultados obtenidos en las medidas realizadas son característicos del fondo radiológico ambiental lo que indica que no existe riesgo radiológico, ni para la población ni para el medio ambiente.

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

Figura 6.6. Red de estaciones de muestreo del CSN de atmósfera y medio terrestre: redes densa y espaciada

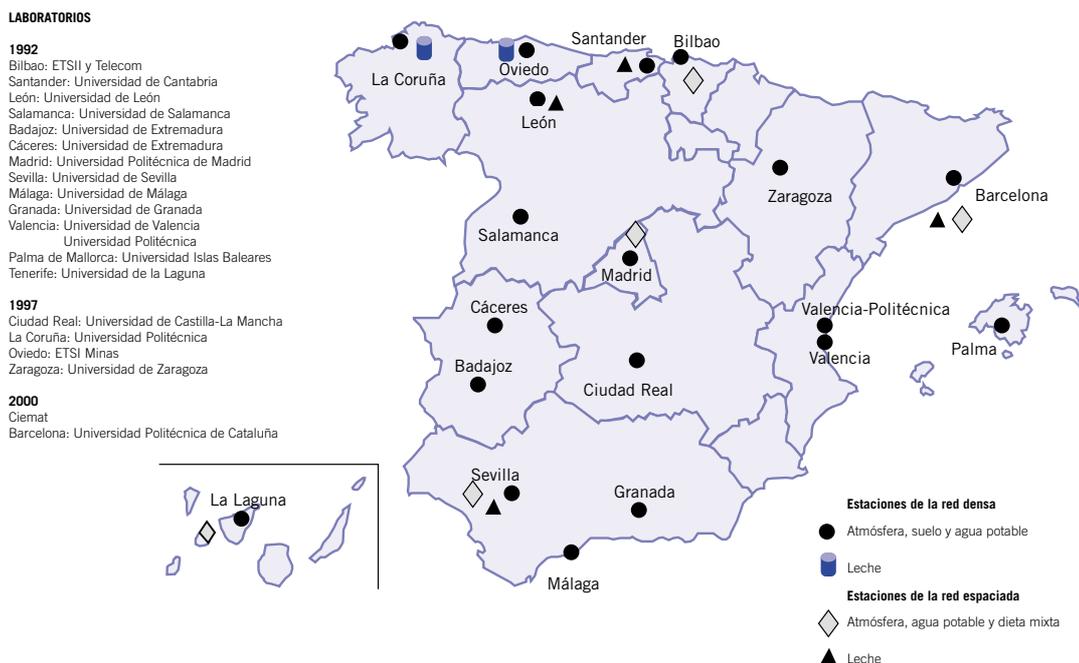


Tabla 6.7. REM: Programa de vigilancia radiológica ambiental de la atmósfera y medio terrestre

Tipo de muestra	Análisis realizados	
	Red densa	Red espaciada
Aire	Actividad α total Actividad β resto Sr-90 Espectrometría γ I-131	Cs-137 Be-7
Suelo	Actividad β total Espectrometría γ Sr-90	
Agua potable	Actividad α total Actividad β total Espectrometría γ Sr-90	Actividad α total Actividad β total Actividad β resto H-3 Sr-90 Cs-137 Isótopos naturales
Leche	Espectrometría γ Sr-90	Sr-90 Cs-137 K-40
Dieta tipo		Sr-90 Cs-137

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.

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 2001, se llevó a cabo una campaña de intercomparación de medidas de niveles de radiación ambiental con dosímetros de termoluminiscencia. La energía elegida para la intercom-

Tabla 6.8. Resultados REM. Aire (Bq/m³). Año 2000

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Beta total (*)	Sr-90 (*)
Extremadura (Badajoz)	2,84 10 ⁻⁴	4,72 10 ⁻⁴	7,28 10 ⁻⁶
Islas Baleares	6,84 10 ⁻⁵	6,42 10 ⁻⁴	< LID
Extremadura (Cáceres)	3,42 10 ⁻⁵	5,00 10 ⁻⁴	< LID
Coruña (Ferrol)	3,31 10 ⁻⁵	4,23 10 ⁻⁴	< LID
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	1,16 10 ⁻⁴	6,35 10 ⁻⁴	-
Cantabria	3,05 10 ⁻⁵	3,45 10 ⁻⁴	< LID
Granada	-	-	3,03 10 ⁻⁵
León	2,73 10 ⁻⁴	5,58 10 ⁻⁴	< LID
La Laguna	1,27 10 ⁻⁴	4,47 10 ⁻⁴	3,06 10 ⁻⁵
Politécnica de Madrid	9,99 10 ⁻⁵	2,90 10 ⁻⁴	< LID
Málaga	6,26 10 ⁻⁵	6,18 10 ⁻⁴	2,40 10 ⁻⁶
Oviedo	9,17 10 ⁻⁵	4,27 10 ⁻⁴	1,27 10 ⁻⁶
País Vasco	5,83 10 ⁻⁵	4,78 10 ⁻⁴	< LID
Salamanca	6,92 10 ⁻⁵	2,70 10 ⁻⁴	< LID
Sevilla	1,00 10 ⁻⁴	4,47 10 ⁻⁴	1,39 10 ⁻⁶
Valencia	9,97 10 ⁻⁵	4,38 10 ⁻⁴	< LID
Politécnica de Valencia	7,61 10 ⁻⁵	4,87 10 ⁻⁴	1,30 10 ⁻⁶
Zaragoza	2,90 10 ⁻⁵	5,15 10 ⁻⁴	< LID

(*) Todos estos datos son inferiores al valor de 2,00 10⁻³ Bq/m³ establecido por la UE. Los resultados inferiores a este valor no se incluyen en los informes periódicos que la Comisión emite acerca de la vigilancia radiológica ambiental realizada por los Estados miembros.

paración 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).

Los laboratorios participantes en esta campaña son los siguientes:

- Ciemat. Servicio de Dosimetría Externa.
- Enusa. Laboratorio de Juzbado.
- Geocisa.
- Medidas Ambientales, S.L.
- Ministerio de Defensa. Laboratorio de Radiactividad Ambiental. Fábrica Nacional de la Marañosa.
- Universidad Politécnica de Cataluña. Instituto de Técnicas Energéticas.
- Universidad Politécnica de Valencia. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear.
- Central nuclear José Cabrera. Unión Fenosa.
- Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

Durante el año 2000, tal como se explicó en el informe anterior, se llevó a cabo una campaña en la que la matriz objeto de estudio fue un suelo pre-

Tabla 6.9. Resultados REM. Suelo (Bq/kg seco). Año 2000

Universidad	Concentración actividad media		
	Beta total	Sr-90	Cs-137
Extremadura (Badajoz)	7,97 10 ²	8,74 10 ⁻¹	2,60 10 ⁰
Islas Baleares	8,57 10 ²	2,24 10 ⁰	9,70 10 ⁰
Extremadura (Cáceres)	1,05 10 ³	9,00 10 ⁻¹	5,17 10 ⁰
Coruña (Ferrol)	1,45 10 ³	2,15 10 ⁻¹	1,00 10 ¹
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	-	-	2,12 10 ¹
Cantabria	6,91.10 ²	5,90 10 ⁰	1,17 10 ¹
Granada	-	1,99 10 ¹	6,57 10 ¹
León	2,74 10 ²	1,60 10 ⁰	1,20 10 ¹
La Laguna	3,29 10 ²	1,10 10 ¹	2,53 10 ¹
Politécnica de Madrid	1,35 10 ³	-	8,33 10 ⁰
Málaga	1,19 10 ³	2,10 10 ⁰	1,10 10 ⁰
Oviedo	4,87 10 ²	4,17 10 ⁰	4,08 10 ¹
País Vasco	6,15 10 ²	5,30 10 ⁻¹	3,58 10 ⁰
Salamanca	1,19 10 ³	1,31 10 ⁰	6,80 10 ⁰
Sevilla	-	2,12 10 ⁰	1,12 10 ⁰
Valencia	6,65 10 ²	1,01 10 ⁰	2,95 10 ⁰
Politécnica de Valencia	9,95 10 ²	5,28 10 ⁻¹	9,45 10 ⁻¹
Zaragoza	9,77 10 ¹	1,66 10 ⁰	4,91 10 ⁰

parado por la Unidad de Materiales de referencia del Departamento de Química Analítica de la Universidad de Barcelona. Los radionucleidos a determinar fueron potasio-40, radio-226, actinio-228, cesio-137, estroncio-90 y opcionalmente plutonio-(239+240), americio-241 y cesio-134. Una vez finalizado el ejercicio las principales conclusiones fueron:

- Se obtienen en conjunto resultados de los laboratorios homogéneos y poco dispersos, lo cual evidencia un alto grado de comparabilidad entre los resultados de los laboratorios participantes.
- Respecto a la ejecución de los laboratorios en los análisis requeridos en el ejercicio, se ha valorado un porcentaje de ejecución satisfactoria entre un 55% en el caso del estroncio-90 y un 89% en el caso del actinio-228. Como en ante-

riores ejercicios la mejor ejecución se ha realizado en las medidas por espectrometría gamma; sin embargo cabe resaltar también que en las tres determinaciones con separación radioquímica, la ejecución no satisfactoria se ha limitado a un único participante por análisis.

- En cuanto a los análisis opcionales del ejercicio, en las determinaciones de transuránidos ha habido escasa participación. En la determinación del cesio-134 la respuesta de los laboratorios ha sido elevada y se ha podido realizar un estudio estadístico representativo que además ha permitido obtener recomendaciones útiles respecto a la ejecución de la medida por los participantes.
- Se ha observado en varios laboratorios falta de representatividad del valor estimado para la incertidumbre del proceso analítico. El estudio

realizado en la evaluación del ejercicio permitirá a los laboratorios revisar los métodos de evaluación.

- Estudiando los resultados de ejercicios anteriores donde se han empleado matrices de estudio similares, esta campaña evidencia el avance de los laboratorios en la ejecución de sus métodos de análisis.

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 2001. Ha concluido la elaboración del documento *Cálculo de incertidumbres en la determinación de la radiactividad ambiental* y se encuentra en desarrollo otro sobre criterios estadísticos en la cualificación y comparación de patrones. 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 cinco procedimientos, resumiéndose a continuación las actuaciones durante el presente año y la situación de los mismos.

- AENOR remitió para comentarios externos los tres documentos elaborados en 2000, analizando los grupos de trabajo los comentarios recibidos; con fecha 15 octubre de 2001 se sometieron a información pública (BOE nº 247) y está prevista su publicación como norma UNE a primeros del año 2002:
 - 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.

- Ha concluido la elaboración de otros dos procedimientos, que AENOR ha sometido a comentarios externos:

- 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.

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 2001 se desarrollaron de forma satisfactoria los acuerdos específicos de conexión entre la red del CSN y las redes de vigilancia radiológica de las comunidades autónomas de Valencia y de Cataluña. Se puso en marcha el acuerdo, firmado en diciembre del año 2000, entre el CSN y el Gobierno y la Universidad del País Vasco para el intercambio de datos de la estación de la REA en San Sebastián y las estaciones del País Vasco, en Vitoria y Bilbao.

Se cumplieron los compromisos de intercambio de datos derivados del acuerdo con la Dirección General de Ambiente (DGA) de Portugal y de la participación del CSN en el proyecto Eurdep (European Union Radiological Data Exchange Platform) de la Unión Europea. En mayo se participó, con resultados satisfactorios, en varios ejercicios de intercambio de datos Eurdep simulando condiciones de emergencia. Tras estos ejercicios la frecuencia de envío de datos Eurdep ha pasado a ser diaria.

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.

La tabla 6.10 muestra los valores medios anuales de tasa de dosis gamma en cada una de las estaciones de la red del CSN, de la red de la Generalidad de Valencia 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 2001 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 1996 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.

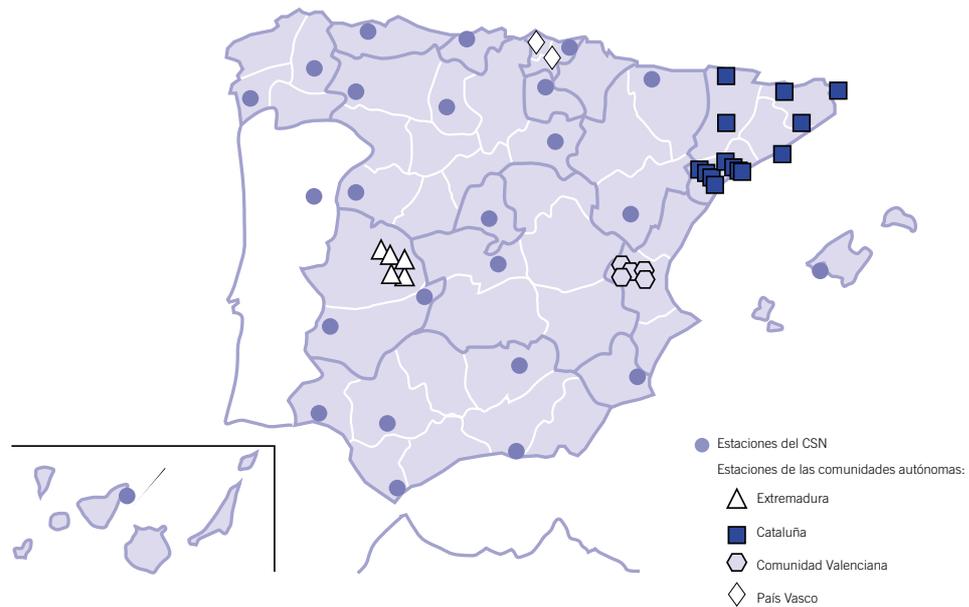
El programa se realiza por el Ciemat que informa al Consejo de Seguridad Nuclear de la detección y seguimiento de la posible contaminación interna de las personas, así como de la medida de los niveles de contaminación residual existente y su evolución en el suelo y otros compartimentos ambientales desde 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. Este 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 Ciemat ha remitido a la Presidencia del CSN un escrito solicitando que se analice la posibilidad de que este Orga-

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

nismo emita un informe sobre la conveniencia de establecer restricciones de uso en la zona mencionada.

El CSN está elaborando un informe para responder a la solicitud del Ciemat, teniendo en cuenta el nuevo inventario de plutonio, el incremento en el

inventario de americio 241 como consecuencia del período transcurrido desde el accidente, los movimientos de tierras a que podrían dar lugar los posibles cambios en el uso del suelo y el mejor conocimiento del estado físico y químico del plutonio remanente derivado de las últimas investigaciones llevadas a cabo por el propio Ciemat.

Tabla. 6.10. Valores medios de tasa de dosis gamma. Año 2001

	Estación	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
1.	Agoncillo (Rioja)	0,14
2.	Almázcara (León)	0,15
3.	Andújar (Jaén)	0,13
4.	Autila del Pino (Palencia)	0,14
5.	Avilés (Asturias)	0,12
6.	Herrera del Duque (Badajoz)	0,19
7.	Huelva	0,12
8.	Jaca (Huesca)	0,17
9.	Lugo	0,15
10.	Madrid	0,20
11.	Motril (Granada)	0,13
12.	Murcia	0,13
13.	Palma de Mallorca	0,16
14.	Penhas Douradas (Portugal)	0,26
15.	Pontevedra	0,21
16.	Quintanar de la Orden (Toledo)	0,17
17.	Saelices (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)	0,11
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

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 pro-

tección 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 2001.

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 siete anterior.

Norma básica de protección civil

Esta norma fue aprobada por Real Decreto 407/1992, de 24 de abril de 1992. Determina la distribución de competencias sobre la preparación y actuación en emergencias de diversa índole entre las entidades que componen el Estado: Gobierno de la nación (competencia estatal), comunidades autónomas (competencia territorial) y entidades locales. Asimismo, determina diferentes tipos de planes en función de los riesgos específicos para los que se diseñan. En concreto, para las emergencias nucleares, se determina que la competencia es estatal y su planificación se realiza de acuerdo con un plan básico.

Plan básico de emergencia nuclear (Plaben)

El *Plan básico de emergencia nuclear* fue aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 3 de marzo de 1989, previos informes del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado mediante Orden del Ministerio del Interior el 29 de marzo de 1989.

El Plaben constituye la directriz básica para la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares en el territorio nacional. Su objetivo es la protección de la población de los efectos adversos de las radiaciones ionizantes, que se podrían producir por la liberación incontrolada de material radiactivo como consecuencia de un accidente nuclear, y define las actuaciones previstas para efectuar esta protección. El Plaben contiene, como fundamento, los criterios radiológicos definidos por el CSN para la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares.

El alcance del Plaben es la planificación de actuaciones en caso de emergencia producida por un accidente nuclear en sus dos primeras fases: inicial e intermedia. Aunque el Plaben también incluye algunas medidas de protección típicas de la fase de recuperación, como el traslado de las personas, el

desarrollo de esta tercera fase no está incluido en el Plaben, que remite a un desarrollo posterior teniendo en cuenta las guías que a tal efecto define el CSN.

El Plaben, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en dos niveles distintos y complementarios para la respuesta a las situaciones de emergencia:

- Nivel del entorno de las centrales nucleares que hipotéticamente puedan sufrir un incidente o accidente, constituido a su vez por:
 - Planes provinciales de emergencia nuclear (PPE).
 - Planes interiores de emergencia (PEI) de las instalaciones nucleares.
 - Planes municipales de emergencia.
- Nivel central de respuesta y apoyo, integrado por la Dirección General de Protección Civil (DGPC) del Ministerio del Interior, como órgano coordinador de todos los apoyos necesarios de los diversos organismos de la administración central y de otras administraciones, y por el Consejo de Seguridad Nuclear para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, coordinando éste a su vez a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuyo concurso sea necesario en orden a las funciones que tiene atribuidas este organismo.

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.

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 2001 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 2001 no se ha realizado ninguna actividad significativa en este tema, por lo que se espera impulsar la revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear durante el año 2002.

Otro de los temas específicos abordados en el año 2001 fue 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.

El CSN aprobó los elementos básicos de planificación para la elaboración de la citada directriz en junio de 2000 y, de igual manera que para la elaboración conjunta del Plaben, se remitieron a la DGPC, esperando avanzar en su redacción durante el año 2002.

Sobre la información al público acerca de medidas de protección sanitaria y el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica, durante el año 2001, el CSN realizó una serie de actividades en cumplimiento de las responsabilidades que le atribuye el acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999.

En este sentido, el CSN ha confeccionado un programa de actividades dirigido a informar a la población sobre los contenidos mínimos que figuran en el Anexo I del acuerdo así como la elaboración de un informe sobre la dotación de recursos

humanos y económicos para su desarrollo. 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 sus páginas de internet <http://www.csn.es>.

En paralelo, el CSN ha participado, a través del jefe de grupo radiológico del plan provincial de emergencia nuclear de Valencia (Penva) y de los técnicos de la Subdirección General de Emergencias (SEM), en las sesiones de información a la población programadas por la Unidad Provincial de Protección Civil de Valencia dirigidas a municipios del entorno de la central nuclear de Cofrentes en las que mediante charlas-coloquios se ha explicado el plan de emergencia nuclear a nivel municipal, su organización e infraestructura y las medidas de protección que se adoptarían en caso de accidente nuclear para proteger a la población.

7.1.3.1. Planes de emergencia nuclear en puertos civiles y bases militares.

Durante el año 2001, el CSN mantuvo su colaboración con el Ministerio de Defensa y con la DGPC 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. Esta colaboración se concretó en las actuaciones siguientes:

- Participación en un grupo de trabajo, formado por representantes del Ministerio de Defensa (DIGENPOL y Armada), DGPC, DISSC de Presidencia del Gobierno y el propio CSN; cuyo objetivo fue el estudio de las necesidades de coordinación con las autoridades civiles de los planes de emergencia nuclear desarrollados por la Armada en los puertos autorizados para el atraque o fondeo de buques nucleares. Estos últimos se elaboran siguiendo el modelo del Plan de emergencia nuclear de la Armada (PENAR).

- Determinación de las bases radiológicas aplicables a los planes de emergencia nuclear en puertos civiles o bases militares navales autorizados por el Gobierno para la visita de buques de propulsión nuclear. Estas bases constituyen los criterios fundamentales que, desde el punto de vista del CSN, deben considerarse en el desarrollo de los mencionados planes de emergencia nuclear, y fueron establecidas y aprobadas por el CSN el 31 de octubre de 2001, como respuesta a una petición en tal sentido formulada por el Ministerio de Defensa, al que fueron comunicadas, así como a la DGPC, para su consideración en el desarrollo de los citados planes.

7.1.4. Desarrollo de simulacros. Dotación de medios, capacitación y entrenamiento de actuantes

7.1.4.1. Planes provinciales de emergencia

A lo largo de 2001 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.

Para lograr dicho objetivo se llevaron a cabo dentro del plan provincial nuclear de Guadalajara (Pengua) las siguientes actividades:

- La activación de la estación de clasificación y descontaminación (ECD) de Brihuega el día 7 de mayo en la que destacó la buena coordinación entre los actuantes de los tres grupos de acción.
- El ejercicio de confinamiento de la población de Almoquera el 14 de noviembre, donde los actuantes municipales haciendo uso de la megafonía dieron avisos a la población de que permanecieran en el interior de sus casas y procedieron a la distribución de pastillas simuladas de yoduro potásico.

Dentro de plan provincial nuclear de Valencia (Penva) se celebró una *Jornada de Capacitación en Emergencia Nuclear*, el día 7 de febrero con el objetivo de dar una formación global a todos los actuantes del plan, detallando la organización, estructura, funciones y medios que garantizan la máxima eficacia en la respuesta a la emergencia nuclear.

Durante 2001 se planificó el desarrollo del simulacro general del plan de emergencia nuclear de Cáceres (Penca), que tuvo un alcance completo, lo que significa que se pusieron en práctica todas las actuaciones básicas del Penca y se movilizaron todos los recursos humanos y técnicos necesarios para llevarlas a cabo.

Esta planificación exigió una amplia dedicación por parte del CSN y del Grupo Radiológico (GR) del Penca, destacando, entre otras actividades, la colaboración en la preparación general del simulacro con la Subdelegación del Gobierno y la DGPC, el guión técnico o escenario del accidente, revisando el equipamiento y las instalaciones en las que desempeña sus funciones el GR, 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 los siguientes ejercicios:

- La activación de la estación de clasificación y descontaminación (ECD) de Navalmoral de la Mata el 14 de junio.
- Ejercicios de controles de acceso en las carreteras dentro de la zona de influencia del Penca el 21 de junio que tuvo como objetivo poner a punto los procedimientos del GR y su interfase con el grupo logístico.
- Activación de la ECD de Plasencia el 28 de junio.

El desarrollo del simulacro general de Cáceres supuso la movilización de los recursos propios del CSN así como los contratados o concertados con otras instituciones y empresas externas, de los que cabe citar:

- La activación de la Salem y sus herramientas de cálculo, recursos de tratamiento de información y activación de los sistemas comunicación:
 - El retén del GR del CSN, compuesto por su personal técnico para coordinación de actuaciones locales.
 - El servicio operativo de respuesta inmediata, capaz de desplazar hasta 15 técnicos debidamente equipados para dar apoyo a la emergencias.
 - La unidad móvil de vigilancia radiológica dotada de varios equipos de detección y medida en un vehículo todo-terreno, que envía los resultados en tiempo real acompañados de sus coordenadas a la Salem del CSN.
 - El contador de radiactividad corporal móvil, dotado con equipamiento para determinar cualitativa y cuantitativamente la contaminación interna de personas por causa de radionúclidos.
 - Los servicios de gestión de residuos de Enresa.
- La puesta en escena de toda la organización de respuesta ante este simulacro general del plan de emergencia nuclear de Cáceres demostró que la capacitación y entrenamiento de coordinadores y actuantes, la idoneidad de los procedimientos e instrucciones, la toma de decisiones y su puesta en práctica, son ampliamente satisfactorias.

7.1.4.2. Dotación de medios

El CSN ha incrementado la dotación de recursos para hacer frente a situaciones de emergencias radiológicas.

El CSN mantiene un contrato con una empresa de servicios de protección radiológica por el que dispone de equipos operativos para respuesta inmediata en caso de emergencia, para actuaciones en el marco de los planes provinciales de emergencia y para respuesta a emergencias radiológicas en cualquier punto del territorio nacional.

En el caso de emergencias nucleares, el servicio se compone de un primer contingente de cinco técnicos que estarían en las zonas afectadas en un tiempo máximo de tres horas y media, y su posterior refuerzo hasta un total de 15 técnicos actuando simultáneamente; contempla el relevo de los mismos si fuera necesario.

Para emergencias radiológicas, este servicio dispone, básicamente, de hasta diez técnicos que se desplazarían a la posible zona afectada, en un tiempo máximo de 15 horas desde su activación, y contempla, al igual que en el caso de emergencias nucleares, el relevo de los mismos si fuera necesario.

En abril de 2001 el CSN estableció un acuerdo con el Ciemat con objeto de disponer de la unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental de esta institución, 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 que se requiera, en un plazo máximo de 24 horas desde su activación.

En agosto este año el CSN firmó un contrato con Tecnatom que incluye la disponibilidad de 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 posibilidad de desplazamiento a cualquier punto del territorio nacional que se

requiera, en un plazo máximo de 48 horas desde su activación.

Así mismo, durante este año, se han comprado 14 radiómetros –dos por cada emplazamiento nuclear– para una mejor dotación de los equipos de detección y medida para disponibilidad de los jefes 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 μ Gy/hora a 5 Gy/hora.
- 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, 11 centros regionales y varios centros asociados. Uno de los centros regionales se utiliza como centro nacional secundario y uno de los centros asociados está instalado en la sala de emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear.

Cada centro regional se encarga automáticamente de recoger y almacenar los datos medidos y almacenados por el conjunto de estaciones asociadas al centro. A su vez, el centro nacional se encarga de recoger y almacenar los datos disponibles en los centros regionales. Los centros 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; enlaces de radio, como medio de comunicación redundante entre una serie de estaciones de medida, aproximadamente el 10% del total, entre estas estaciones y su centro regional correspondiente, 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 de los centros regionales, de acuerdo con un esquema de llamadas que puede ser configurado según las necesidades. El centro nacional puede consultar, en cualquier momento, la información de las estaciones individuales, o en conjuntos predeterminados, a través de los centros regionales.

Además, cada una de las estaciones de medida, a iniciativa propia, puede enviar información a un centro regional y, a través de él, 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 2001, 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 o radiológica.

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.

Las actividades realizadas durante el año 2001 y los anteriores se materializarán en la revisión de los documentos base de planificación de la respuesta a emergencias nucleares (Plaben) y radiológicas en general, ampliando su alcance hasta intervenciones requeridas en caso de pérdida de control de material radiactivo procedente de fuentes no sometidas a control regulador. La aplicación del nuevo Plaben requerirá la revisión de los documentos de planificación de respuesta a emergencias nucleares: planes provinciales de emergencia y procedimientos e instrucciones de aplicación.

Con relación a la planificación de emergencias radiológicas en general, así como de posibles intervenciones, una vez que se elaboren los planes de intervención de las comunidades autónomas y el plan estatal de apoyo y coordinación, 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 dotarla de los medios necesarios.

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 deberá colaborar en la formación e información a la población, así como a las personas que integren los servicios de intervención en emergencias radiológicas. Para ello, el organismo estableció en 2001 un plan de información a la población sobre emergencias radiológicas, que incluye las actividades de coordinación con otros órganos que también tienen funciones y responsabilidades asignadas en este tema. Durante el año 2001, el CSN realizó diversas actuaciones relacionadas con sus nuevas funciones en esta materia, que se describen en el apartado 7.1.3.

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 2001 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*

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, acerca de las medidas de protección a la población recomendadas por el CSN, en coordinación y en contacto permanente con el grupo de información del plan de emergencia exterior que esté activado.

Al grupo de apoyo logístico corresponde: prestar apoyo logístico y financiero que posibilite la realización de las funciones asignadas a los grupos de la organización y realizar las actividades pertinentes para recuperar, en caso necesario, las infraestructuras y los servicios generales ante pérdidas y averías en los mismos que trasciendan el ámbito de las competencias del grupo de coordinación.

Al grupo de apoyo informático corresponde mantener la capacidad operativa de los sistemas informáticos corporativos del CSN, iniciando las acciones pertinentes de recuperación o sustitución ante la pérdida de funcionamiento de los mismos.

A los grupos radiológicos provinciales, cuyas funciones son gestionadas por el CSN, corresponde el seguimiento y evaluación de la situación bajo 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 la figura 7.2.

7.2.3. Actividades durante 2001

7.2.3.1. Mantenimiento de la capacidad de respuesta

Para acomodar la ampliación de funciones del CSN en lo relativo a la respuesta de emergencias, en mayo de 2001 se aprobó por el Consejo una nueva revisión del *Plan de Actuación del CSN en situaciones de emergencia nucleares o radiológicas* que: modifica la organización de respuesta a emergencias considerando la actual estructura orgánica básica; identifica y relaciona las tareas y procesos

a desarrollar en situación de emergencia para cubrir las funciones indicadas y, finalmente, establece un mecanismo para ofrecer una respuesta proporcional a la severidad real o prevista de cualquier situación de emergencia que pudiera plantearse.

También en el pasado año se finalizó la elaboración de un plan de sistemas informáticos y de telecomunicaciones, que tiene como objetivos principales los siguientes:

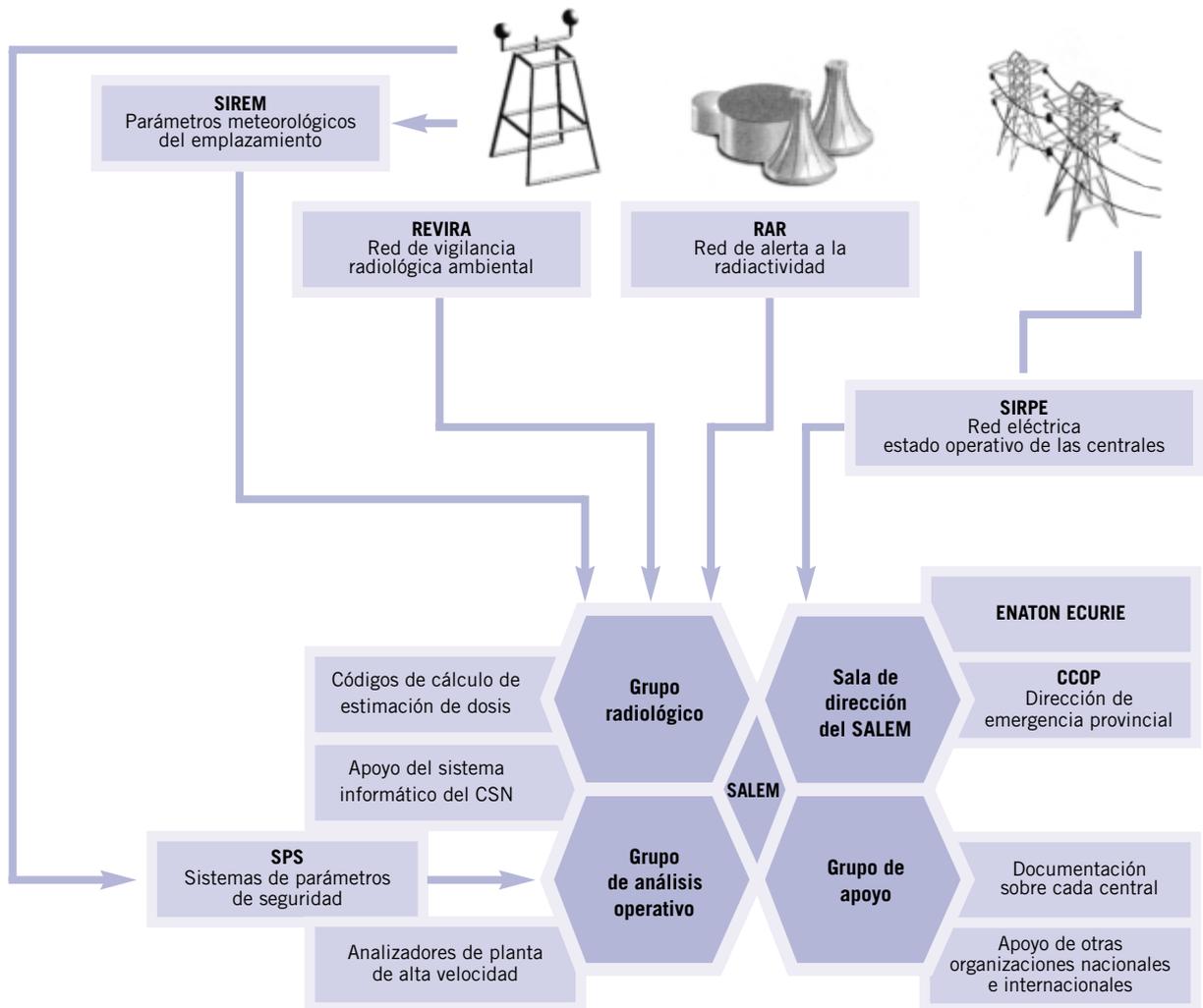
- La actualización, normalización e integración de los sistemas actualmente disponibles.
- La definición y especificación de nuevos sistemas que, con máxima eficacia y rentabilidad, soporten las operaciones de la Salem tanto en condiciones normales como en situación de emergencia.

Durante el año 2001 el CSN continuó prestando la asistencia técnica a 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.

Adicionalmente, para adaptar los recursos y sistemas de la Salem a la organización de respuesta a emergencias que se describe en la revisión 3 del *Plan de Actuación*, el Consejo inició un proyecto de remodelación y reforma de la sala con un horizonte de realización de 24 meses que se prevé ejecutar de forma coordinada con el *Plan de sistemas* antes mencionado.

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.

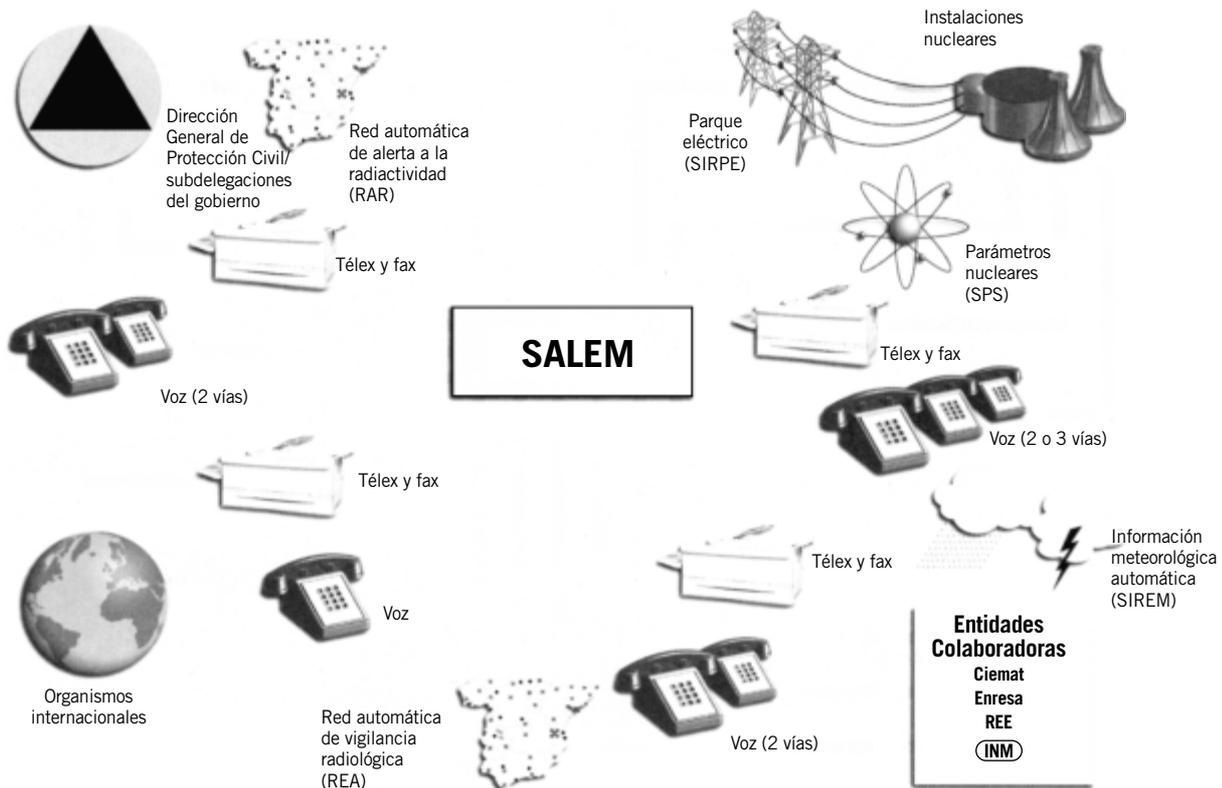
Grupo de apoyo

- 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



7.2.3.2. Ejercicios y simulacros

El Consejo de Seguridad Nuclear participó en los ejercicios y simulacros de emergencia interiores que se describen a continuación y en los ejercicios y simulacros de los planes provinciales de emergencia nuclear que se describen en el apartado 7.1.4

En el año 2001 las centrales e instalaciones nucleares realizaron los preceptivos simulacros interiores de emergencia anuales.

Como en años anteriores los escenarios preparados simularon la ocurrencia de sucesos iniciadores que, en la peor de las circunstancias, producirían una liberación de material radiactivo al exterior de la instalación tal que haría necesaria la aplicación de

medidas de intervención rápida para la protección de la población.

Central nuclear José Cabrera

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 28 de marzo.

En su desarrollo se consideraron los siguientes supuestos: declaración de prealerta por indicación de daños al combustible contrastada por medidas de alta actividad en el sistema de refrigeración del reactor, detectada por superación de los valores de las ETF's para el "pico" de yodo; declaración de emergencia en el emplazamiento por accidente de pérdida de refrigerante superior a la capacidad de aportación de las bombas de carga y que provocó la actuación del sistema de inyección de seguridad;

incendio de duración superior a 10 minutos después de su confirmación que afectó a bomba de inyección de seguridad.

Central nuclear de Cofrentes

El día 25 de abril tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia interior en la central nuclear de Cofrentes.

El escenario del simulacro realizado en la citada instalación tuvo como suceso iniciador la pérdida total de corriente alterna exterior, con la posterior pérdida de los generadores diesel y la despresurización de emergencia de la vasija del reactor, llegándose a ventear la contención. Se alcanzó a declarar, según el Plan de Emergencia Interior, emergencia general.

Central nuclear de Almaraz

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 24 de mayo.

El escenario preparado al efecto contempló como suceso iniciador un incendio de duración superior a diez minutos en el área de control; posteriormente se produjo una rotura en el primario (LOCA), una pérdida del sistema de rociado de la contención y parcialmente del de inyección de seguridad, con posible rotura del combustible nuclear; también se produjeron vertidos radiactivos al exterior a través del tanque de recarga. Se alcanzó la categoría IV ó emergencia general.

Central nuclear Santa María de Garoña

El día 20 de junio tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia interior en la central nuclear Santa María de Garoña.

El escenario del simulacro realizado en la citada instalación tuvo como suceso iniciador la pérdida de energía eléctrica exterior. Posteriormente se perdieron los dos generadores diesel, se produjo una fuga del primario a la contención, y se tuvo

que ventear la contención hacia el exterior. Se alcanzó emergencia general.

Central nuclear Vandellós II

El simulacro de emergencia interior se desarrolló el día 19 de septiembre.

El escenario contempló como suceso iniciador la detección de alta actividad en el sistema de refrigeración del reactor, declarándose alerta de emergencia; posteriormente se produjo la pérdida total de suministro eléctrico exterior por incendio en zona de transformadores, y a continuación fugas del sistema de refrigeración del reactor superior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga, llegándose a declarar emergencia general por LOCA y fuga a través de una penetración en contención.

Central nuclear Vandellós I

El día 16 de noviembre se realizó el simulacro anual de emergencia correspondiente a la central nuclear Vandellós I.

El escenario incluyó la declaración de prealerta de emergencia como consecuencia de un incendio de duración superior a 10 minutos en la nave del reactor.

Central nuclear de Ascó

El día 28 de noviembre se realizó el simulacro anual de la central nuclear de Ascó, correspondiendo este año al grupo II.

En el desarrollo del simulacro se consideraron los siguientes supuestos: declaración de prealerta por fallo al cierre de una válvula de seguridad del generador de vapor número 2; emergencia en el emplazamiento por incendio de duración superior a 10 minutos en la barra 7 A; emergencia general por rotura del colector de condensado siendo imposible la aportación de agua a los generadores de vapor.

Central nuclear de Trillo

El simulacro anual de emergencia se realizó el día 12 de diciembre.

En su desarrollo se consideraron los siguientes supuestos: declaración de alerta de emergencia por fuga en el sistema de refrigeración del reactor superior al caudal de diseño para operación normal de una bomba de carga; declaración de emergencia general por pérdida de dos barreras de productos de fisión con previsión de posible pérdida de la tercera.

Instalación nuclear El Cabril

El día 8 de mayo tuvo lugar el preceptivo simulacro de emergencia en la instalación El Cabril.

El suceso iniciador del simulacro consistió en la detección de un incendio en una cabeza tractor enganchada a una plataforma con 60 bultos compactables. Se activaron la brigada contra incendios y el Plan de Vigilancia Radiológica en Emergencia, PVRE, llegándose a declarar emergencia en el emplazamiento.

Instalación nuclear de Juzbado

El simulacro anual de emergencia en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado se verificó el día 4 de octubre.

En el mismo se alcanzó a declarar emergencia en el emplazamiento como consecuencia de un error de operación en el área de tratamiento de residuos de la planta.

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 y no detectó deficiencias significativas en la capacidad de respuesta de los titulares de dichas instalaciones.

7.2.3.3. Ejercicios Internacionales

El día 22 de mayo tuvo lugar un simulacro de emergencia internacional (JINEX 1), en el que participó activamente el CSN.

El ejercicio simuló la ocurrencia de un accidente en un reactor ficticio de la central nuclear de Gravelines (Francia), suponiéndose inicialmente una pequeña rotura en el circuito primario; posteriormente la pérdida los sistemas de refrigeración del núcleo, llegándose a su fusión y a la liberación de materiales radiactivos al exterior. Ante esta situación se simuló la evacuación de parte de la población exterior a la planta. Durante el ejercicio se utilizaron de las condiciones meteorológicas reales, de modo que el hipotético vertido ocasionado por el accidente llegaría al Reino Unido e Irlanda. Se alcanzó la categoría de emergencia general y se clasificó el accidente como nivel 4 según la escala internacional de sucesos, INES.

En este ejercicio, el CSN participó como autoridad nacional competente para la aplicación de la *Convención de pronta notificación del Organismo Internacional de la Energía Atómica* y de los arreglos comunitarios que desarrollan la *Decisión 87/600/EURATOM*; realizando un seguimiento puntual del desarrollo del accidente y de sus consecuencias, informando a la Dirección General de Protección Civil y al Departamento de Infraestructura para el Seguimiento de Situaciones de Crisis de Presidencia del Gobierno, al mismo tiempo que, dentro de los acuerdos mencionados, informada al OIEA y a la Comisión de la Unión Europea de los resultados obtenidos de la vigilancia radiológica del territorio nacional.

El CSN también participó en cuatro ejercicios internacionales Ecurie de la Unión Europea; dos de nivel I, que sirvieron para evaluar las comunicaciones de los países que pudieran verse afectados por un hipotético accidente, y otros dos de nivel II, que permitieron evaluar el tiempo de respuesta para contactar con un responsable de la organización de respuesta a emergencia en cada uno de los estados participantes.

7.2.3.4. Incidencias.

A lo largo del año 2001 la sala de emergencias del CSN se activó en dos ocasiones. La primera de ellas con motivo de la declaración de prealerta de emergencia en la central nuclear Santa María de Garoña a finales del mes de marzo; la segunda el 11 de septiembre a raíz del ataque terrorista contra los Estados Unidos de América.

- Estando la central nuclear Santa María de Garoña en parada para recarga desde el día 4 de marzo de 2001, el día 30 del mismo mes, a las 11 horas y 45 minutos, se produjo una pérdida de energía eléctrica exterior. Al mantenerse esta pérdida de alimentación eléctrica durante más de 10 minutos y siguiendo los procedimientos de actuación establecidos, la central declaró la situación de prealerta contemplada dentro del *Plan de Emergencia Interior* de la instalación. Esta pérdida de alimentación eléctrica provocó automáticamente la señal de arranque de los generadores diesel, produciéndose un fallo al arranque en uno de ellos, que se recuperó doce minutos después.

A las 12 horas y 25 minutos se restableció la alimentación eléctrica exterior; tras la normalización de la situación se procedió a desclasificar la prealerta de emergencia a las 12 horas y 40 minutos, no habiendo sufrido los parámetros de la planta variación apreciable.

Este suceso, que no tuvo efectos en la seguridad de los trabajadores ni del público, ni impacto radiológico en el medio ambiente, provocó la

activación de la Salem y de la Organización de Respuesta a Emergencia del Consejo de Seguridad Nuclear según se establece en el *Plan de actuación* del CSN para situaciones de emergencia. Asimismo se mantuvo en todo momento contacto con el centro de coordinación operativa (Cecop) de la subdelegación del gobierno en Burgos, la Dirección General de Protección Civil y el Departamento de Infraestructura y Seguimiento para Situaciones de Crisis (DISSC).

- La segunda ocasión en que se activó la Salem fue a primeras horas de la tarde del 11 de septiembre, cuando se tuvo conocimiento de los ataques terroristas contra Estados Unidos. En esta ocasión fue declarado el modo de respuesta inicial (modo 1) contemplado en el *Plan de actuación*, realizándose un seguimiento y evaluación de la información disponible durante las 24 horas siguientes; para ello se activó un pequeño grupo de la dirección del organismo apoyado por personal de la Salem. Además se remitieron instrucciones a todas las centrales nucleares para que reforzaran sus sistemas de vigilancia de protección física, informándose de las actuaciones llevadas a la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía y al DISSC de Presidencia del Gobierno.

En relación con este hecho y tras iniciarse los ataques de Estados Unidos a Afganistán, el día 7 de octubre se contactó nuevamente con todas las centrales nucleares para que reforzaran las medidas de protección física ante posibles atentados terroristas.

Por otro lado, durante el año 2001 se gestionaron en el CSN, tras la notificación a la Salem, varios casos de detección de fuentes radiactivas o de rastros de contaminación radiactiva en chatarra en las entradas a acerías o industrias de recuperación de residuos metálicos. En todos los casos la gestión consistió en inmovilización del material, caracterización radiológica del mismo por una unidad

técnica de protección radiológica debidamente autorizada para ello y, en su caso, inmovilización y retirada del material encontrado por parte de Enresa.

Adicionalmente, en la sala de emergencias se recibieron varias notificaciones acerca del deterioro de bultos radiactivos debido a caídas de los mismos durante su trasiego en el aeropuerto de Madrid-Barajas. En todos los casos el CSN expidió 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 9 de febrero se comunicó a la Salem por parte de la unidad radiactiva IRA-2187 de la universidad San Pablo-CEU, sita en Boadilla del Monte (Madrid), la ocurrencia a primera hora de la mañana de un pequeño incendio en el laboratorio A de dicha instalación cuyo origen se situó en una estufa secadora. El incendio afectó a dicho aparato y a una puerta, sin que se apreciaran daños en elementos que pudieran entrañar peligro radiactivo para el personal. De cualquier manera y como medida preventiva, se aisló la zona temporalmente y se realizaron medidas dosimétricas del área y de las zonas que pudieran suponer un foco de irradiación descontrolado, sin detectarse fuga alguna. Además se procedió al traslado de las fuentes radiactivas no encapsuladas al laboratorio B, que no sufrió ningún daño debido a su lejanía. De todo ello se dio traslado a la Dirección Técnica de Protección Radiológica.
- El día 8 de marzo se recibió un fax en la Salem procedente de la empresa Aceralia, en el que se

comunicó la pérdida de una fuente de cobalto-60 con una actividad de 20 mCi y una antigüedad de 5 años. La pérdida se detectó en el lugar de destino (Alemania), al comprobar que únicamente habían llegado cinco fuentes en lugar de las seis previstas. De todo esto se dio traslado a la Dirección Técnica de Protección Radiológica, manteniéndose contactos desde la Salem con técnicos del Gobierno Vasco, la Delegación del Gobierno en el País Vasco, la Subdelegación del Gobierno en Guipúzcoa, la Dirección General de Protección Civil, el DISSC de Presidencia del Gobierno, así como con las empresas implicadas y distintos medios de comunicación regionales y nacionales.

- El día 8 de junio se recibió comunicación en la Salem en relación con el atropello por un vehículo de un equipo radiactivo (Troxler) que estaba siendo utilizado en las obras de construcción de la autovía León-Burgos, cuyo titular era la empresa Inzamac Asistencias Técnicas, S.A. de Zamora. Se procedió al vallado de la zona, a la medición de niveles de radiación (no detectándose niveles anormales), y a la retirada del equipo de la zona por parte de un servicio de mantenimiento contratado por la instalación radiactiva.
- El día 9 de junio se notificó a la Salem un incidente radiológico en una instalación radiactiva perteneciente a la empresa Torras Papel, de Sarriá de Ter (Girona). Un equipo medidor de gramaje, con fuente radiactiva de Kr-85 (3,89 GBq), sufrió el deterioro de uno de sus muelles; cuando se fue a reparar el día 9 (siendo el día 3 cuando falló), se encontraron con que la fuente estaba pinchada, midiendo en contacto valores normales de radiación. Como medida preventiva se aireó el local y se envió al supervisor, que había manipulado la fuente, para que fuera examinado en el Centro de Medicina Preventiva de Barcelona; así mismo fue enviado para su análisis el dosímetro del supervisor.

- El día 12 de junio se comunicó a la Salem el atrapamiento de una sonda de lito-densidad, utilizada en sondeos petroleros, que incorporaba una fuente de cesio-137. Ocurrió en la costa de Tarragona en un sondeo que la empresa Services Petrolíferes Schlumberger realizaba por encargo de la compañía Repsol. Al no haberse podido recuperar y de acuerdo con los procedimientos al uso, se procedió al taponamiento del sondeo con cemento (la fuente se atascó a 4.150 metros de profundidad).
- El día 13 de junio se produjo un nuevo aplastamiento de un equipo Troxler, esta vez en la instalación radiactiva IR-2370/98, cuyo titular es Investigación y Desarrollo de Calidad, S.A.L., de Salamanca. Se midió la radiación (120-200 microSv/h) y se notificó a una empresa autorizada para que procediese a realizar las pruebas correspondientes.
- Un último incidente fue comunicado en el mes de junio. El día 14 de ese mes se produjo una alarma en el pórtil de la siderurgia Lajo y Rodríguez, S.A., de Mejorada del Campo (Madrid), al pasar un camión de chatarra de acero inoxidable. Se aisló la carga y posteriormente se segregó la pieza radiactiva, haciéndose cargo de su retirada Enresa.
- El día 20 de julio se notificó a la Salem por la empresa Investigación y Control de Calidad, S.A., el deterioro de un equipo de medición de densidad y humedad (CPN) al ser atropellado por un camión en la zona del campus universitario de Ponferrada. El equipo contenía una fuente radiactiva de cesio-137 de 8 mCi de actividad, y otra de americio-berilio de 40 mCi. Un inspector de instalaciones radiactivas del CSN se desplazó hasta Ponferrada acompañado de un equipo de servicio de apoyo contratado por el Consejo de Seguridad Nuclear para efectuar las mediciones oportunas, comprobando que las fuentes estaban intactas. A las 5 horas y 12 minutos del día 21 se trasladó el equipo a los laboratorios de la empresa propietaria, siendo avisada Enresa para proceder a su retirada.
- El día 23 de julio se comunicó la ocurrencia de un pequeño incendio en la sala de tratamiento de la planta de irradiación de la empresa Ionned Esterilización, localizada en Tarancón (Cuenca). El incendio fue totalmente extinguido con un extintor, no habiéndose visto en ningún momento comprometida la seguridad desde el punto de vista radiológico.
- El mismo día 23 se recibió comunicación de un incidente en Aldeavieja (Ávila). Fue debido al robo de un equipo de medición de densidad y humedad (CPN) propiedad de la empresa Ideyco que contenía dos fuentes radiactivas de baja actividad. El CSN emitió una nota de prensa informando del robo del equipo y de los posibles riesgos radiológicos.
- El 26 de julio se comunicó a la Salem la pérdida de cuatro semillas de yodo-125 con una actividad de 0,455 mCi cada una. Este incidente fue notificado por la clínica universitaria de Navarra.
- El día 27 de julio se notificó el atropello de un equipo radiactivo (Troxler) de la empresa Cotas, equipo que estaba siendo utilizado en la construcción de una autovía en el término de Torde-sillas (Valladolid). Se procedió a acordonar la zona y se contactó con la empresa suministradora (Cualicontrol) para que realizara las mediciones oportunas y procediera a la retirada del equipo.
- El 14 de agosto se recibió comunicación del responsable de mantenimiento de un equipo de cobaltoterapia de la empresa NCA Electromedicina. Tras la realización de un frotis rutinario se detectaron niveles de contaminación fuera de lo normal en la zona del colimador de la unidad de cobaltoterapia del hospital Arnau Vilanova de

Lleida. Se decidió suspender los tratamientos de todos los pacientes y realizar una nueva toma de muestra a fin de caracterizar mejor el posible factor de la fuente de contaminación.

- El 29 de agosto se comunicó el deterioro debido a un rebose de acero de tres de las cuatro fuentes de cobalto-60 que hay instaladas en una línea de colada continua de Palanquillas, en una instalación propiedad de la empresa Acerinox S.A. Las fuentes fueron introducidas en un arcón blindado y se avisó al suministrador de las mismas.
- El día 4 de septiembre se recibió notificación acerca del deterioro sufrido por un equipo de medida de densidad y humedad de suelos propiedad de la empresa Sais, S.A., de Huelva; la herramienta fue golpeada por una niveladora que trabajaba en la carretera de Hinojosa a Villamanrique de la Condesa. Como consecuencia del impacto se dobló el vástago donde se aloja la varilla que lleva en su extremo la fuente radiactiva, por lo que no fue posible volver a meter la fuente en su blindaje.
- Otro suceso notificado tuvo lugar el día 5 de septiembre; tuvo relación con el hallazgo en un garaje particular de Bilbao de un contenedor de plomo del tamaño de un bote de bebida, con la simbología propia de contener material radiactivo; según informó el inspector acreditado por el CSN en el País Vasco, se trató de una falsa alarma.
- El 2 de noviembre personal de la empresa Nucliber, S.A. detectó en el aeropuerto de Madrid-Barajas la desaparición de una fuente de estroncio-90 de 500 Bq del interior del embalaje en el que se transportaba. Desde la Salem se realizaron diversas gestiones entre la empresa y los responsables del aeropuerto para intentar localizar la fuente; no se realizó ninguna otra

acción ya que, dada la baja actividad de la fuente, se trataba de un material exento.

- El 10 de diciembre el jefe de bomberos de la compañía Iberia notifica a la Salem el aplastamiento de un bulto radiactivo de yodo-131 de 1,02 GBq en el aeropuerto de Madrid-Barajas. Tras comunicar el incidente al director de operaciones de emergencia, se activó al retén del grupo radiológico y a personal de Proinsa, quienes se desplazaron al citado aeropuerto. Asimismo se comunicó el incidente al responsable de la empresa expedidora, Nucliber, S.A. Durante la inspección se detectó la falta de otro bulto de yodo-131 de 718,725 MBq. El extravío del bulto se puso en conocimiento de la Guardia Civil del aeropuerto y del jefe de servicio de la terminal de Iberia; se recuperó intacto horas más tarde.
- El 12 de diciembre se notifica a la Salem la fusión accidental de una fuente de cesio-137 en el horno de la acería que Siderúrgica Sevillana, S.A. tiene en Alcalá de Guadaíra (Sevilla). El incidente tuvo lugar el 7 de diciembre, resultando contaminada una partida de polvo; no se produjo contaminación en ninguno de los trabajadores de la acería. El establecimiento y control del correspondiente plan de recuperación y limpieza de la instalación se realizó por la subdirección general de protección radiológica ambiental del CSN.
- El 18 de diciembre, alrededor de las 17,00 horas, el sargento de guardia del cuartel de bomberos de Loja (Granada) notifica a la Salem que ha tenido lugar un accidente de tráfico en el kilómetro 192 de la autovía A-92, en el que se ha visto involucrado un vehículo que transportaba dos equipos Troxler de la empresa Enypsa. El supervisor de ésta, que se encontraba en el lugar del accidente, comprobó que los equipos no habían sufrido ningún daño y que la tasa de dosis en contacto con los equipos

correspondía al fondo radiactivo. Estas medidas fueron también confirmadas a la Salem por los bomberos que actuaron en el accidente. Desde la Salem se emitió y envió un comunicado sobre el accidente a la Delegación del Gobierno en Andalucía, Subdelegación del Gobierno en Granada, Consejería de Empleo y Desarrollo de la Junta de Andalucía, DISCC de Presidencia del Gobierno y Dirección General de Protección Civil, cerrándose la actuación correspondiente alrededor de las 22,00 horas del mismo día.

En relación con sucesos o incidentes ocurridos fuera de nuestras fronteras, las notificaciones más relevantes provinieron del Organismo Internacional de Energía Atómica:

- El día 9 de junio se recibió un comunicado describiendo un accidente radiológico en Panamá. El suceso tuvo lugar en el Instituto Nacional de Oncología, donde se produjo una sobreexposición radiológica a 28 pacientes con un equipo de radioterapia.
- El 14 de diciembre se informó a la Salem sobre un accidente radiológico ocurrido en Polonia el 27 de febrero de 2001, en el que se vieron afectados cinco pacientes de radioterapia.

7.2.3.5. Submarino HMS Tireless

El día 12 de mayo de 2001 zarpó de Gibraltar el submarino nuclear Tireless, después de haber concluido su reparación.

Durante la estancia del mismo en el citado puerto y durante las semanas siguientes a su marcha se continuó con la comprobación, en cada uno de los turnos de la Salem, tanto de las estaciones de la Red de estaciones automáticas (REA) de vigilancia radiológica ambiental del CSN, como de las de la Red de alerta radiactiva del entorno del Campo de Gibraltar de la Dirección General de Protección Civil. En ningún caso se detectaron niveles anormales de radiactividad.

Asimismo se recibió en la Salem un escueto resumen diario de los resultados del programa especial de vigilancia radiológica ambiental en aire y agua que el Ministerio de Defensa, a través del Grupo de Operaciones de Vigilancia Radiológica Ambiental (GOVRA) de la Armada Española, efectuó en las zonas próximas a Gibraltar. Todos los informes que se recibieron indicaron que los niveles de radiación eran los normales en la zona.

Hasta la partida del submarino del puerto también se recibieron informes semanales del Reino Unido sobre el estado general de las reparaciones efectuadas y de las mediciones efectuadas en el puerto por la Armada británica.

Con toda esta información, diaria y semanalmente, se emitieron informes dirigidos a la Dirección General de Protección Civil y a la Subdelegación del Gobierno de la provincia de Cádiz, en cumplimiento del apartado VIII del plan de actuación ante un potencial incidente/accidente durante la estancia del navío en Gibraltar.

7.2.4 Aspectos pendientes y actuaciones a corto plazo

Finalizada la elaboración del plan de sistemas informáticos y de telecomunicaciones de la sala de emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear, se comenzó a ejecutar parte de los 17 proyectos de renovación de equipos y sistemas de la Salem que contempla el plan, y que, en conjunto, afectan aproximadamente al 90% de los sistemas actuales, con un presupuesto total de 2,03 millones de euros distribuido entre los ejercicios 2001 a 2003.

Adicionalmente, con el propósito de adaptar la sala de emergencias del CSN a la organización de respuesta a emergencias del Organismo que se describe en la revisión 3 del *Plan de actuación*, está previsto acometer un plan integral de remodelación de la sala que, esencialmente, consiste en dedicar una dependencia a la dirección de emer-

gencia, y construir, mediante la modificación de las dependencias actuales, nuevas dependencias que albergarán al grupo de coordinación de operaciones de emergencia, al grupo de información y a los medios de comunicación, respectivamente. Para ello, la reforma incluye una serie de actuaciones de redistribución y recuperación de espacios y superficies.

7.3. Planes de emergencia de las instalaciones

El *plan de emergencia interior* de las instalaciones nucleares es uno de los documentos preceptivos para las autorizaciones de explotación de éstas, de acuerdo con el vigente *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*.

Cada plan de emergencia interior circunscribe su alcance al propio emplazamiento de la instalación, zona en la que el titular ejerce el control efectivo de todas las actividades que se llevan a cabo en su explotación (zona bajo control del explotador), y a las organizaciones del titular dispuestas para afrontar las emergencias que pudieran acontecer en dicha zona. Consecuentemente, en el plan se especifican las medidas previstas por el titular y la asignación de sus responsabilidades para hacer frente a las distintas condiciones de accidente o emergencia tipificadas en él; con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar, de forma inmediata, a las autoridades competentes para que, en su caso, puedan activar el plan de emergencia exterior correspondiente al entorno de la instalación y adoptar las medidas de protección a la población que se precisen.

Los contenidos del plan de emergencia interior y del plan de emergencia exterior, atendiendo a la “interfase” descrita en el vigente *Plan básico de emergencia nuclear* (Plaben), están correlacionados entre sí; principalmente en lo que respecta a la clasificación de las categorías de emergencia y al mecanismo de pronta notificación, por parte del

titular de las instalaciones nucleares, al Centro de coordinación operativa (Cecop) correspondiente y a la sala de emergencias (Salem) del CSN de los sucesos iniciadores que motivan la declaración de una emergencia.

Durante el año 2001, todas las instalaciones nucleares españolas mantuvieron vigente su respectivo plan de emergencia interior, elaborado por el correspondiente titular, aprobado en su día por las resoluciones ministeriales correspondientes tras la previa evaluación y emisión del preceptivo informe por el CSN. En este año, dado que las modificaciones o revisiones de cada plan deben ser solicitadas por el correspondiente titular para el mismo trámite de aprobación, tuvieron entrada en el CSN solicitudes correspondientes a las siguientes nuevas propuestas de revisión: Plan de emergencia interior de la central nuclear de Trillo (Rev. 8); Plan de emergencia interior de la central nuclear Vandellós II (Rev. 6); Plan de emergencia interior del centro de almacenamiento de El Cabril (Rev. 4); Plan de emergencia interior de la fábrica de combustibles de Juzbado (Rev. 10).

Las actividades de evaluación y emisión de los informes del CSN sobre las antedichas 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 el CSN estableció criterios relativos al desconocimiento previo de los supuestos técnicos

que debían simularse y al alcance de éstos. Este alcance, en las centrales nucleares en explotación, conllevaba la declaración de categoría IV de emergencia y, adicionalmente, supuestos de: incendio, control y reparación de daños, rescate y primeros auxilios de personal herido y contaminado, concentración y recuento de personal, evacuación de personal sin misiones en emergencia; de modo que en las instalaciones se desarrollaran la mayor parte de las acciones de respuesta establecidas en su plan de emergencia interior.

Durante 2001, de acuerdo con el programa anual de realización de simulacros de emergencia antes referido, 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.

En todos los simulacros realizados durante el 2001 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.

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.

A lo largo del año 2001, respecto al real decreto mencionado, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó las siguientes actividades:

- Elaboración del informe preceptivo y vinculante para la obtención de la prórroga de autorización de manipulación y almacenamiento de materiales nucleares en las instalaciones nucleares e instalaciones del ciclo del combustible españolas. Dicha autorización es concedida por el Ministerio de Economía y Hacienda.
- Elaboración del procedimiento de tratamiento, custodia y acceso a la documentación confidencial, relacionada con la protección física de las instalaciones y materiales nucleares, en el que se prevén las medidas a adoptar por el CSN respecto a los documentos que contengan información relacionada con la protección física, en aras a garantizar la confidencialidad de la misma.
- Colaboración con el Ministerio de Economía, a través de la Dirección General de Política Energética y Minas, en las reuniones del OIEA con objeto de establecer las bases de la futura revisión de la Convención internacional sobre la protección física de materiales nucleares.

- Colaboración con el Ministerio de Economía, a través de la Dirección General de Política Energética y Minas, en las reuniones del OIEA con objeto de redactar el texto de la nueva Convención sobre la protección física de materiales nucleares (revisada).
- Inspección de los sistemas de protección física de las centrales nucleares Almaraz, Ascó y Garoña; de la fábrica de elementos combustibles de Juzbado; de la Planta Quercus de fabricación de concentrados y del Ciemat.
- Evaluación de los Planes de protección física de CIEMAT y Juzbado.

En el proceso de inspección y evaluación descrito, el CSN determinó el cumplimiento de los niveles mínimos de protección establecidos por el Real Decreto en las instalaciones nucleares españolas; no obstante, determinó en algunas de ellas, la existencia de deficiencias y desviaciones cuya corrección es actualmente objeto de seguimiento por parte del organismo.

A raíz de los atentados terroristas que tuvieron lugar en Estados Unidos el día 11 de septiembre de 2001, y la activación por parte del Gobierno Español de su Gabinete de Seguimiento de Situaciones de Crisis, la noche del 11 al 12 de septiembre, en el CSN se activó la organización de emergencias necesaria para el seguimiento y evaluación de la información disponible.

Entre las actuaciones realizadas esa noche, se solicitó información a las instalaciones nucleares sobre las actuaciones llevadas a cabo con el fin de reforzar las medidas de Seguridad Física y se instó a las mismas a extremar las medidas de seguridad implantadas.

El Consejo, en su reunión de 1 de octubre, acordó enviar a los titulares de las instalaciones nucleares, radiactivas de primera categoría y

hospitales con actividad máxima autorizada superior a 1.000 Ci, un escrito instando al reforzamiento de las medidas de Seguridad Física mientras se mantuviera la situación de crisis internacional.

El seguimiento de la implantación de estas medidas y su puesta en funcionamiento en las centrales nucleares, se realizó a través de la inspección residente y de técnicos especialistas en la materia del CSN.

En el marco de las relaciones institucionales, la Dirección General de Política Energética y Minas celebró una reunión en la que participaron todas las instituciones implicadas en la gestión de la protección física de las instalaciones de riesgo, incluido el CSN. Como compendio de lo tratado en esta reunión el Ministerio de Economía emitió un informe en el que establece una clasificación de instalaciones en función del riesgo (incluidas instalaciones nucleares y radiactivas) y las actuaciones de protección, tanto las ya implantadas como las que se habían emprendido.

A nivel internacional se asistió, además de a las reuniones programadas sobre la conveniencia de revisión de la Convención sobre la protección física de materiales nucleares del OIEA, a una reunión en Bonn de representantes del Reino Unido, Francia, Bélgica, Suiza, Suecia, Alemania y España, para valorar la situación de riesgo en las instalaciones nucleares, discutir sobre las medidas adicionales de protección física adoptadas y proponer nuevas medidas de apoyo. También se asistió en París a una reunión de Eurosafe, sobre medidas de protección física en general y adaptación de ésta a los sucesos acaecidos el 11 de septiembre.

En todas las reuniones celebradas se ha podido observar un endurecimiento frente a la transmisión de información escrita y en todas se ha

debatido la necesidad de restringir la difusión de información que pueda ser utilizada para acciones malintencionadas. Como consecuencia de esto, tanto el CSN como las instalaciones nucleares, procedieron a revisar sus páginas web para retirar la información susceptible de utilización malintencionada.

De los trabajos realizados y en el contexto nacional e internacional que se ha descrito, dentro del marco competencial de este organismo, se establecieron una serie de actuaciones inmediatas y a corto y medio plazo que tienen por objeto reforzar los sistemas de protección física de las instalaciones nucleares, considerando la revisión del

análisis de riesgos que se deriva de nuevas amenazas no contempladas hasta el pasado 11 de septiembre.

Además se incluyeron en la planificación de actividades del Consejo para 2002 las actividades que se derivan de estas actuaciones, incrementando los criterios de evaluación de los sistemas de seguridad física, la frecuencia de las inspecciones y la activación de los grupos de trabajo compuestos por técnicos de las diferentes organizaciones implicadas en la gestión de la protección física de las instalaciones nucleares: Guardia Civil, responsables de seguridad del sector eléctrico y Consejo de Seguridad Nuclear.

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 2001, en 51 proyectos y la gestión de un presupuesto propio de 448.103.000 pesetas, 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 2001*.

En los apartados que siguen se hace una síntesis de los 32 proyectos en curso al terminar el año, describiendo los beneficios de los otros 19 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 durante los sucesivos cuatro años de duración del acuerdo.

Los organismos ya mencionados, juntamente con Ocyt (Oficina de Ciencia y Tecnología) y otros que como Enusa, Enresa y Ministerio de Ciencia y Tecnología tienen sus propios programas de investigación, constituyeron el Ceiden (Comité Estratégico de I+D Nuclear) presidido por el director general de la Energía del Miner. Dado que el objetivo del Ceiden es definir las líneas de investigación a desarrollar y establecer un plan estratégico de I+D en el ámbito nacional, así como los esquemas de financiación y, cuando sea posible, obtener los fondos de otros programas como pueda ser el *Programa Marco de Euratom*, es evidente la influencia, no sólo del Comité, sino de los Planes de I+D de sus miembros, en las revisiones del *Plan quinquenal del CSN*.

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 ha creado una unidad administrativa nueva, la *Oficina de Investigación y Desarrollo (OFID)*, a la que se ha encomendado 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 específica el apartado ñ) del art. 2º de su Ley de Creación, el CSN:

- a) Dedicó alrededor del ocho por ciento de su presupuesto al establecimiento de planes de investigación en materias de su competencia, lo que le llevó a destinar 448.103.000 de pesetas (2.693.153,7 €) a este cometido en 2001.
- 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) Con fines de asesoramiento al más alto nivel, creó una comisión de investigación y política tecnológica, presidida por uno de sus consejeros, encargada de analizar las propuestas, seguir los proyectos y encauzar el uso de los resultados.
- e) Participa en la gestión, desarrollo y ejecución de los proyectos de investigación internacionales que se llevan a cabo en el seno de la Comisión Europea, la Agencia de Energía Nuclear de la OECD y el Organismo Internacional de Energía Atómica.
- f) Publica los documentos: 1) *Desarrollo Tecnológico en Materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica*; 2) *Plan Quinquenal de Investigación del Consejo de Seguridad Nuclear*, y 3) *Frutos de los Proyectos de Investigación* (que finalizan cada año). El primer documento recoge el desarrollo tecnológico en seguridad nuclear y protección radiológica habido en el año en curso y su implantación real en la mejora de las evaluaciones e inspecciones del CSN. El tercer documento recoge los resultados de la investigación para, ayudar a su utilización por las unidades de la dirección técnica del CSN.
- g) 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.
- h) 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 optimización del sistema regulador.

El objetivo de los proyectos de accidentes severos es también la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para la simulación de su fenomenología. Estos proyectos permiten disponer de los códigos de cálculo para la evaluación independiente de los APS de nivel 2, y serán de especial utilidad en la revisión futura de los procedimientos de gestión de accidentes severos. Dentro de este grupo está el proyecto CSARP que es un acuerdo con la NRC por el que se tiene acceso a toda la información y datos de la investigación de la NRC sobre accidentes severos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, códigos como Melcor, SCDAP-Relap5, Victoria, Contain, Icare y Gasflow, que son esenciales en la modelación de los accidentes severos.

El objetivo de los proyectos sobre análisis de riesgos, fiabilidad y factores humanos es la adquisición de conocimientos, herramientas y métodos para APS y evaluación de factores humanos. Estos proyectos permitieron acceder a, y asimilar, 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 comprenderá 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).

A la primera línea pertenecen cinco de los proyectos en curso durante 2001, 27 a la segunda y cinco a la tercera, de los cuales finalizaron dentro del año uno, 10 y dos respectivamente y en cuyo desarrollo, transcurrido según lo previsto, participaron principalmente Unesa, Ciemat, varios departamentos de la universidad, Enusa, Enresa y Tecatom.

8.2.2. Proyectos en curso de realización

Todos los proyectos en curso al 31 de diciembre de 2001, 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 2001

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Hidrogeología en medios de baja permeabilidad. Comportamiento hidromecánico. Caracterización y modelización hidrogeológica de las rocas fracturadas. Aplicación de la metodología HIDROBAP. Comportamiento hidromecánico de las rocas fracturadas.	02/12/99	02/12/02	48.228.620	24.114.312	Enresa CSN U. Politécnica de Madrid
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	41.760.000	20.880.000	CSN Enresa U. Complutense de Madrid IGN

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2001 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Sistema experto de análisis probabilista de peligrosidad sísmica. Realización de un código informático y de las bases de datos necesarias para la evaluación probabilista de la peligrosidad sísmica, en emplazamientos de la Península Ibérica.	01/03/01	01/03/04	37.700.000	23.700.000	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.	01/03/01	01/09/03	33.618.020	22.355.520	CSN Cedex U. Complutense de Madrid
Análisis LOCA (nuevas metodologías), inestabilidades BWRs y reactividad configuraciones subcríticas. Prestaciones de servicios tecnológicos referentes a análisis de accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA), análisis de inestabilidades en reactores BWRs y estudios de reactividad de configuraciones subcríticas.	21/04/99	21/04/02	21.576.000	21.576.000	U. Politécnica de Valencia CSN
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.	02/04/01	31/08/03	44.100.000	44.100.000	NRC PCI//GM
Obtención del nuevo código termohidráulico consolidado. Consolidar, mejorando y ampliando los logros y resultados alcanzados, un nuevo código termohidráulico modular.	19/12/98	19/12/02	60.000.000	30.000.000	Unesa CSN U. Politécnica de Madrid
SETH-OCDE. SESAR Thermal-Hydraulics. Determinar la eficacia de las medidas de actuación y optimizar los sistemas de inyección.	01/04/01	30/06/05	896.800.000	16.280.000	CSN Unesa

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2001 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	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	540.000.000	7.920.000	CSN Kurchatof Institute NPEC Japón GRS Alemania CEA/ISPN, etc.
Análisis de accidentes severos en la contención, Estudio del comportamiento de la contención en sus aspectos termohidráulicos, químicos, de aerosoles e hidrógeno en caso de accidentes severos.	19/12/96	18/06/02	175.100.000	134.792.000	CSN Ciemat
ICDE(Cont.) Continuación del desarrollo de una BdD de fallos de centrales, bajo los auspicios de la NEA, extendiéndolo a nuevos componentes.	01/04/00	01/04/02	15.983.100	3.551.800	CSN Unesa CCNN ICDE
Desarrollo de métodos de evaluación y modelado del impacto de la organización en la seguridad de las centrales nucleares. Contribuir al aumento de la seguridad de las centrales nucleares mediante la asimilación o desarrollo de técnicas de valoración del impacto de la gestión en su seguridad.	24/07/98	31/12/02	146.000.000	73.000.000	CSN Unesa Ciemat
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	1.276.840.000	92.325.761	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	94.772.000	94.772.000	CSN Ciemat
Proyecto Halden. Caracterizar las propiedades del combustible y de los materiales en los distintos estados de operación de una central nuclear.	01/01/00	31/12/02	177.500.000	38.346.660	CSN Ciemat DTN 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 IASCC.	01/01/01	31/12/02	74.240.000	24.128.000	CSN Unesa Ciemat

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2001 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Estudio y evaluación del daño por irradiación en vasijas de reactores de agua a presión. Caracterización de material irradiado mediante técnicas experimentales y simulación computacional.	31/10/00	31/10/02	35.500.000	17.750.000	CSN Ciemat U. Politécnica de Madrid Unesa
Metodología de validación de sistemas de ensayos no destructivos empleados en inspección en servicio. Demostrar que la metodología de validación de sistemas de ensayos no destructivos (ENDs) empleados en inspección en servicio (IES) desarrollada por UNESA es apropiada, y permite determinar las capacidades técnicas de los sistemas que se aplican en la inspección de los componentes de las centrales nucleares españolas.	08/03/00	08/03/02	84.680.000	42.340.000	CSN Unesa Tecnatom Ensa CCNN
CRP-V integridad estructural 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	92.800.000	23.200.000	CSN Ciemat Unesa CCNN
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.	17/10/01	31/12/04	111.900.000	44.235.032	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.	31/10/01	31/12/04	118.708.000	47.483.000	CSN Unesa Tecnatom U. Cantabria Ciemat
Matrices vítreas. Desarrollar nuevas matrices, en este caso de vidrio, para inmovilizar residuos de media actividad.	15/10/99	15/08/02	20.880.000	6.960.000	CSN Enresa Unesa Ins. del Vidrio Inasmet
Análogos naturales. Conocer la aplicación de los resultados de estudios de análogos naturales a la evaluación de la seguridad del almacenamiento geológico profundo y a la comunicación a audiencias no técnicas.	15/11/99	15/11/02	28.440.000	18.000.000	CSN Enresa Ciemat UZ UDC UCM

Tabla 8.1. Proyectos en curso en seguridad nuclear a 31 de diciembre de 2001 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Modelación. Estudio del estado actual de la modelación aplicada a la evaluación de la seguridad del almacenamiento geológico profundo, de la aplicabilidad y representatividad de los modelos existentes, y de las metodologías para el aumento de la confianza.	19/11/99	19/11/02	26.960.000	20.000.000	CSN Enresa UPV UZ

8.2.3. Lista de proyectos en seguridad nuclear finalizados en el año 2001. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la seguridad

8.2.3.1. PETRA

El estudio de la geosfera como elemento de seguridad en relación con la migración de radionucleidos desde las instalaciones nucleares y radiactivas pasa necesariamente por el conocimiento de los procesos que tienen lugar en la lixiviación de las sustancias radiactivas y en su transporte por el agua subterránea a través de rocas y suelos. Una forma de acceder a este conocimiento consiste en utilizar una metodología basada en la simulación numérica de los procesos que intervienen, a partir de datos obtenidos experimentalmente y de su aplicación a los denominados *análogos naturales*. La simulación numérica permite ayudar en la caracterización de los procesos que rigen el transporte de radionucleidos y predecir su evolución a largo plazo.

El proyecto PETRA se enmarca en las líneas de investigación definidas por el CSN en su *Plan Quinquenal de Investigación* (1997-2001). Dicho proyecto se desarrolla en el campo de colaboración contemplado en los convenios existentes entre el CSN, Enresa, Ciemat y la UPM, a través del Departamento de Matemática Aplicada y Métodos Informáticos (DMAMI) de la ETS de Ingenieros

de Minas de Madrid. En el proyecto también participa la UPC a través de la ETS de Ingenieros de Caminos Canales y Puertos, Dpto. de Ingeniería del Terreno (DIT). La duración del proyecto ha sido de tres años (diciembre 1998-diciembre 2001).

El objetivo del proyecto ha sido desarrollar, adaptar y verificar modelos numéricos como herramienta para el estudio de procesos acoplados de transporte y reacciones (agua-roca) de radionucleidos en medios rocosos naturales a varias escalas de trabajo. De esta forma se pretende avanzar hacia el tratamiento completo de los fenómenos hidrogeoquímicos de transporte y reacción, teniendo en cuenta la realidad científica y tecnológica española y europea, y al mismo tiempo crear y mantener un grupo de especialistas en esta área de conocimiento. El proyecto ha consistido en el desarrollo de varias herramientas de trabajo que han confluído en su aplicación a una zona (El Berrocal) de la que se disponía de información hidrogeológica e hidrogeoquímica a partir de proyectos previos de investigación. Las principales líneas de trabajo desarrolladas han sido:

1. Recopilación y análisis de la bibliografía existente así como de los códigos informáticos disponibles.
2. Desarrollo del código PETRA (flujo y transporte reactivo-2D) mediante el acoplamiento

de los códigos RETRASO (del DIT) y CAFLUT (del DMAMI), aplicable a distintas escalas de trabajo y en distintos tipos de roca. Este apartado incluye también el desarrollo de una interfaz (MESH) de pre-proceso y post-proceso de los datos con manuales de uso.

3. Construcción de la base de datos hidrogeológicas y geoquímicas sobre un soporte SIG (Sistema de Información Geográfica) que permite la elaboración del modelo conceptual y alimenta al modelo numérico.
4. Simulación de distintos escenarios de transporte reactivo a distintas escalas de trabajo.
5. Análisis de la incertidumbre de la simulación.
6. Análisis del efecto que sobre el problema de la modernización del transporte reactivo tiene el cambio de escala de trabajo y el tipo de medio.
7. Preparación de la herramienta desarrollada para la integración de los efectos del transporte reactivo en los modelos acoplados de análisis de comportamiento global.

La herramienta PETRA se considera de aplicación a la resolución de problemas relacionados con la seguridad de instalaciones nucleares y radiactivas. Algunos ejemplos son: el estudio del comportamiento de formaciones geológicas de baja permeabilidad como barreras para la migración de radionucleidos en almacenamientos geológicos profundos (AGP) y superficiales; y la migración de radionucleidos a través de formaciones permeables provenientes de colas de minería y fábricas e instalaciones de tratamiento y almacenamiento de elementos radiactivos, hasta la biosfera (escalas local, intermedia y regional).

Por último cabe reseñar que este proyecto forma parte de una estrategia de investigación destinada a aunar los esfuerzos y la experiencia de las entida-

des citadas (CSN, Enresa, Ciemat, DMAMI y DIT), con el fin de profundizar en el conocimiento de los temas descritos y consolidar los grupos de trabajo que los desarrollan.

8.2.3.2. Código de Gestión de Accidentes Severos

MAAP es un código de amplia utilización en la industria nuclear debido a su alcance, flexibilidad y rapidez de cálculo. Este código, propiedad de EPRI (Electric Power Research Institute), permite simular desde transitorios operacionales hasta accidentes severos más allá del fallo del combustible. Actualmente MAAP es utilizado tanto por las centrales nucleares españolas como por el propio CSN; en este último caso su uso se realiza en análisis de secuencias accidentales en procesos de evaluación y, también, como código de apoyo en las herramientas de gestión de accidentes disponibles en la sala de emergencias del CSN (SALEM).

MAAP está preparado para la simulación integral de la planta, incluyendo tanto el sistema nuclear y sus sistemas de salvaguardia como el comportamiento de los distintos edificios y equipos auxiliares de la central. Sin embargo, presenta ciertas limitaciones a la hora de simular las primeras fases del transitorio o accidente, entre ellas las siguientes: ausencia de modelos detallados de control, ausencia de modelos de simulación de la cinética neutrónica y simplicidad del modelo de calor residual, ausencia de modelos de actividad antes de que se den condiciones de daño al núcleo, simplificaciones del modelo de turbo-bomba y ausencia de instrumentación de medida del nivel de líquido en vasija PWR.

Ante estas limitaciones, y dentro del Plan Estratégico Conjunto CSN-Unesa, se inició un proyecto sobre el desarrollo de nuevas capacidades que mejoren el realismo de estos modelos.

También dentro de este mismo proyecto se han realizado estudios específicos para los distintos tipos de central analizando el comportamiento de

ciertos modelos existentes en el código y verificando su idoneidad o posible mejora. Estos estudios incluyen: análisis del modelo de dos regiones de generador de vapor (PWR), análisis del criterio de separación de fases y nodalización del circuito primario (PWR), análisis del criterio de descubrimiento de núcleo y correlaciones de transmisión de calor (PWR), análisis de distribución de inventario en el sistema primario (BWR) y análisis del modelo de descarga bifásica por la rotura (BWR).

La validación de dichos modelos se ha realizado mediante la comparación con resultados obtenidos de códigos de mayor detalle, o cálculos alternativos. Hay que destacar que la validación con otros códigos no ha sido posible en algún caso, como es el del modelo de actividad inicial en el núcleo en condiciones estacionarias, para el que no se disponía de modelos equivalentes en los códigos de detalle utilizados.

8.2.3.3. Hidrogeno APS N2

El objetivo de este proyecto es analizar la posibilidad de que se produzca una importante acumulación local de hidrógeno en algunos de los subcompartimentos del recinto de contención de las centrales PWR españolas de la segunda y tercera generación diseñadas por Westinghouse durante la fase in-vessel de un accidente severo. La acumulación local de hidrógeno en uno de estos subcompartimentos podría originar una combustión del tipo llama acelerada, transición deflagración a detonación (DDT) o una detonación local que generase un proyectil y pudiera producir un fallo temprano del recinto de contención.

Para abordar este problema, se ha hecho una revisión de las secuencias que dominan la frecuencia de daño al núcleo en la central nuclear de Almaraz, central nuclear de Ascó y central nuclear de Vandellós y se han agrupado en los llamados estados de riesgo de hidrógeno (ERH₂). Las secuencias incluidas en cada ERH₂ son similares desde el punto del comportamiento del hidrógeno en caso de accidente

severo. Tras esta agrupación se comprobó que existe un único ERH₂ que puede considerarse, desde el punto de vista del comportamiento del hidrógeno durante la fase in-vessel, la envolvente de todas las secuencias que llevan a fusión del núcleo. El siguiente paso ha sido determinar y cuantificar los parámetros más importantes de este ERH₂.

A continuación se empleó el código de parámetros condensados MELCOR para calcular la concentración de hidrógeno en los diversos subcompartimentos de la contención y decidir si es posible que las acumulaciones locales de hidrógeno originen una llama acelerada, una DDT o una detonación local. Posteriormente se empleó el código de fluidodinámica CFX 4.3 para hacer un estudio más detallado de los subcompartimentos más críticos del recinto de contención. Los resultados obtenidos con estos códigos son los siguientes:

- No hay riesgo de DDT global ni de llamas aceleradas globales. Tampoco hay riesgo de que se produzcan estos modos de combustión en cubículos que estén muy alejados del punto de liberación del hidrógeno.
- Se considera que el fenómeno de DDT local o llama acelerada es de baja probabilidad, porque en el cubículo donde se produce la liberación del hidrógeno se dan las condiciones para generar una DDT sólo durante un breve período de tiempo, no más de dos minutos. El período de tiempo en el que es posible que se produzca una llama acelerada en este cubículo también es muy breve, nunca superior a siete minutos. Estos resultados son muy sensibles al valor máximo de la tasa de liberación de hidrógeno.
- Sólo en el cubículo en el que se produce la liberación de hidrógeno a la contención se pueden dar combustiones múltiples de H₂, aunque está fuera del alcance de este estudio, analizar el impacto de estas combustiones múltiples sobre los equipos relacionados con la seguridad.

8.2.3.4. Juicio de Expertos

Entre las medidas más estudiadas para garantizar la integridad de la contención frente a las posibles deflagraciones y detonaciones de hidrógeno, está la relacionada con la disminución de la concentración de este gas mediante la utilización de recombinadores catalíticos, que adecuadamente ubicados impedirían los aumentos de la concentración de hidrógeno hasta límites que no supongan un peligro para la contención.

Entre 1999 y 2001 se ha venido desarrollando en CTN-UPM el proyecto *Desarrollo y Aplicación de Técnicas de Juicio de Expertos* a la estimación de la necesidad de recombinadores catalíticos en las contenciones de plantas PWR, así como la degradación de su eficiencia debido a la contaminación. El principal objetivo de este proyecto ha sido la determinación de la necesidad o no de instalar recombinadores autocatalíticos pasivos en la contención de una planta piloto tipo PWR, en escenarios representativos de accidente severo, así como estudiar su posible ubicación en la contención de dicha planta.

La necesidad de conocer la ubicación factible de estos recombinadores, así como su número para una planta concreta, es un aspecto con incertidumbres tanto desde el punto de vista de los escenarios y parámetros de los mismos, como desde el punto de vista de su adecuada ubicación. Esencialmente esta razón hace óptima la utilización de un Protocolo de Juicio de Expertos para la resolución del problema planteado. En concreto el Protocolo utilizado en este proyecto, desarrollado en un proyecto anterior patrocinado por el Consejo de Seguridad Nuclear, consta de las siguientes fases: 1) Selección del equipo de proyecto, 2) Definición y estudio de las cuestiones a evaluar, 3) Selección de los expertos, 4) Entrenamiento, 5) Definición de la tarea, 6) Trabajo individual de los expertos, 7) Obtención de las evaluaciones de los expertos, 8) Análisis y agregación de los resultados y 9) Documentación.

La necesidad o no de instalar recombinadores en contención se determinó en términos de la violación o no de una serie de prioridades en que se plasman los objetivos de seguridad de las medidas de mitigación y que han sido las siguientes: 1) Excluir la posibilidad de una detonación global y de una deflagración susceptible de alcanzar la presión de fallo de la contención, 2) Prevención de detonaciones locales que puedan generar proyectiles, 3) Evitar concentraciones de hidrógeno por encima del 10%, y 4) Mitigar las consecuencias de combustiones locales múltiples que produzcan fallos en equipos por altas temperaturas.

Los resultados del estudio indican la necesidad de instalar recombinadores para decrementar el riesgo asociado al escenario crítico de generación de hidrógeno considerado en este estudio. Consecuencia de lo anterior fue el estudio realizado para determinar el número de recombinadores necesarios y su ubicación. A pesar de discrepancias existentes entre las distribuciones proporcionadas por los tres expertos, estas presentaban un grado de solapamiento aceptable. Sin embargo, los expertos muestran una discrepancia grande en lo que se refiere a la ubicación de los recombinadores.

Adicionalmente, se desarrolló una aplicación informática (HERMES) para servir de apoyo al Protocolo de Juicio de Expertos en las fases de trabajo personal de los expertos, secciones de elicitación, y en la fase de combinación de opiniones de los expertos.

Las conclusiones de la aplicación del proceso de Juicio de Expertos se resumen a continuación:

- El proceso estructurado de Juicio de Expertos es un método de análisis adecuado para temas inciertos y sobre los que no se dispone de datos experimentales.
- La combustión del hidrógeno en el caso de un accidente severo en plantas de diseño KWU

(Siemens) es bastante probable a corto plazo, y cierta a largo plazo (a partir de 16 horas del comienzo del accidente)

- La instalación de medidas de mitigación mediante recombinadores autocatalíticos (PAR) reduce la probabilidad de que la combustión del hidrógeno provoque la rotura del edificio de contención.
- La instalación de recombinadores catalíticos mas adecuada para esta mitigación corresponde a su ubicación en los compartimentos de los lazos del sistema primario y en la cúpula de la contención.
- El estudio llevado a cabo mediante un proceso de Juicio de Expertos complementa y confirma las conclusiones de las evaluaciones del nivel 2 del APS, en cuanto a que el hidrógeno significa un riesgo para las contenciones tipo PWR, diseño KWU, frente al cual deben implantarse medidas de mitigación

8.2.3.5. Aplicación de APS a otras Fuentes de Riesgos en Centrales Nucleares

En la edición 2 del *Programa Integrado de APS* se introdujo el concepto, de que los análisis de riesgos deberían hacerse extensibles a otras fuentes de material radiactivo, distintas del reactor, contenidas en el emplazamiento de las centrales nucleares españolas y también al resto de los tipos de instalaciones nucleares y radiactivas españolas, distintas de las centrales nucleares. Se planteó que inicialmente en las actividades de I+D se llevaran a cabo las asimilaciones y desarrollos de metodología que fueran necesarios para avanzar en ese concepto. En este proyecto se incluye sólo el aspecto de otras fuentes dentro de una central nuclear, si bien la experiencia a este respecto se podría usar después para otro tipo de instalaciones.

Así, el proyecto ha tenido como objetivo general la aplicación de la metodología de APS al análisis

de riesgos originados en fuentes de productos radiactivos distintas del núcleo del reactor en una central nuclear, para llegar a un acuerdo detallado sobre la metodología de estos análisis. El objetivo particularizado fue el realizar un análisis, por medio de APS, de los riesgos originados por el resto de las fuentes de material radiactivo, distintas del reactor, en una central nuclear “piloto”, que en este caso fue la central nuclear de Cofrentes.

El primer trabajo realizado fue el análisis de la documentación generada en estudios similares realizados en otros países, de cara a poder avanzar en los tipos de metodologías a utilizar en el análisis posterior.

Una vez analizada la experiencia existente en otros países sobre el tema se pasó a abordar el análisis. La primera parte del mismo consiste en efectuar un cribado adecuado de las distintas fuentes que existen en la central, la metodología pone énfasis en las técnicas de cribado de las diferentes fuentes y de sus posibles escenarios accidentales en cualquier instalación en la central que contenga material radiactivo, determinándose si el riesgo de daño al público se puede considerar insignificante o requiere un análisis de más detalle. Una vez seleccionadas las fuentes de riesgo y los escenarios asociados, la segunda parte del análisis consiste en la realización en detalle de un análisis de riesgos del mismo tipo al realizado en los APS de las centrales (mediante árboles de sucesos, árboles de fallo y con la correspondiente cuantificación) para las fuentes concretas de la central nuclear de Cofrentes como central piloto del proyecto.

Como resultado final del proyecto se ha obtenido una guía metodológica para el análisis, cribado y evaluación de riesgos debidas a fuentes de material radiactivo distintas del núcleo del reactor en centrales nucleares.

8.2.3.6. Análisis y modelado de errores humanos de comisión en los APS

El proyecto *Análisis y Modelado de Errores Humanos de Comisión en los Análisis Probabilistas de Seguridad* se enmarca en el Programa Coordinado de Investigación (PCI) entre el CSN y Unesa, y se ha desarrollado por el Ciemat, en colaboración con Empresarios Agrupados, entre octubre de 1998 y noviembre de 2001.

Desde el inicio del Programa Integrado de APS en España en 1986, se fueron introduciendo numerosas mejoras en las distintas áreas de que consta, entre las cuales los análisis de fiabilidad humana se consideran en la actualidad una de las más críticas y que habría que reforzar, para conseguir una adecuada representación de todos los aspectos importantes de la actuación humana.

En este sentido, una de las líneas de investigación en las que más énfasis se ha puesto internacionalmente en los últimos años es el tratamiento de los errores humanos de comisión, entendidos como el resultado de aquellas actuaciones humanas que se realizan de forma incorrecta, y cuyo desarrollo inadecuado origina que la disponibilidad de los sistemas a los que se da crédito para salvaguardar las funciones de seguridad sea menor que la que existiría en caso de que esas mismas actuaciones no se hubiesen llevado a cabo, u originen la necesidad de considerar sistemas adicionales en el desarrollo de las secuencias de accidente. Este tipo de mecanismos de error se había considerado poco significativo en los APS frente a los denominados errores de omisión, o no-respuesta adecuada en tiempo, siempre que se contase con procedimientos de emergencia basados en síntomas y se dispusiera de indicaciones redundantes y diversas para el desarrollo de las acciones humanas.

El objetivo principal de este proyecto era desarrollar una metodología adecuada para identificar y modelar los errores humanos de comisión, incluirlos en los APS y estimar la importancia de las con-

secuencias que estos errores pueden tener en la evolución de un incidente. Este objetivo se complementaba con el desarrollo de un marco y base de conocimiento de estos errores y se caracteriza por la consideración, dentro de lo posible, de experiencia operativa de las plantas españolas.

Para el desarrollo del proyecto se comenzó llevando a cabo una revisión de los métodos de tratamiento de los errores humanos de comisión que se estaban desarrollando y aplicando a nivel internacional (ATHEANA, INTENT, COGENT, HITLINE, CREAM, MERMOS, HEART, FACE, CAHR...), considerándose como el más prometededor y completo el método ATHEANA, por lo que se llevó a cabo el análisis de dos incidentes operativos de centrales nucleares españolas utilizando este método como marco de referencia, con objeto de familiarizar al equipo de trabajo con el método, de cara a su aplicación y desarrollo posterior.

Con objeto de desarrollar un procedimiento de identificación y tratamiento de los errores humanos de comisión en los APS, se procedió previamente al desarrollo de una sistemática de análisis y modelado de los errores humanos de comisión mediante el empleo secuencial y eliminatorio de criterios (de APS y de factores humanos), de identificación y selección de escenarios y acciones humanas con posibilidad de generar errores humanos de comisión significativos y a su aplicación al modelo del APS en parada de una central piloto.

Como resultado del proyecto se han obtenido los siguientes productos:

- Desarrollo de un procedimiento de aplicación de la metodología de identificación y modelado de errores humanos de comisión.
- Propuesta de procedimiento para diseñar una base de conocimiento sobre errores humanos de comisión.

8.2.3.7. APS Coste-Beneficio

El objeto del proyecto es el desarrollo de una guía para la realización de análisis coste-beneficio basado en el Análisis Probabilista de Seguridad (APS), para analizar la conveniencia y el impacto de las modificaciones que se propongan en las centrales nucleares.

La guía se enmarca en el contexto de la *RG 1.174* de la NRC, *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk Informed Decisions on Plant Specific Changes to the Licensing Bases*, y de la guía del CSN GS-1.14 *Guía Básica para el Proceso de Realización y Evaluación de las Aplicaciones de los APS*, como punto de referencia en relación con los objetivos de seguridad.

La guía se plantea con el objetivo de ser útil para ayudar al sector eléctrico y al Consejo de Seguridad Nuclear a que sus decisiones estén basadas en una información adecuada relativa a la necesidad de llevar a cabo las acciones propuestas de modificaciones y a estimar las consecuencias de las mismas.

Los análisis coste-beneficio son un balance de los beneficios y costes asociados con una acción o decisión propuesta. Se evalúan tanto los costes como los beneficios en términos monetarios siempre que sea posible, y se traducen a términos cuantitativos cuando no pueda hacerse una conversión a equivalentes monetarios.

Las ventajas de estos análisis están en: la transparencia y la posibilidad de contabilizar los resultados potenciales; suministrar un marco para una recogida de datos consistente; y en la identificación de incertidumbres en el conocimiento. Además, al emplear una métrica monetaria, posibilitan agregar efectos distintos en una medida de beneficios netos.

El análisis permite la evaluación de posibles alternativas a la modificación propuesta, de forma que

puede identificarse la decisión óptima tanto desde un punto de vista de seguridad como económico.

El proyecto incluye también la traducción de la metodología que se describa en la *Guía Coste-Beneficio* a una herramienta informática que permita la realización del análisis y la obtención de resultados para la toma de decisiones.

La guía incluye una metodología para el desarrollo del análisis coste-beneficio, así como las alternativas apropiadas según el nivel de detalle, incluyendo métodos para el análisis de las incertidumbres, identificación de atributos, cuantificación de los cambios en las frecuencias de los accidentes, cuantificación de los atributos, y tratamiento de los resultados del análisis.

La guía pretende valorar la influencia que las modificaciones que se propongan en una central nuclear, independientemente de su naturaleza (modificaciones de diseño, modificaciones en procedimientos de explotación, etc.), tengan sobre la seguridad de la planta y la salud del público en general, así como las consecuencias de las potenciales acciones a tomar.

Por otro lado, la guía proporciona las bases para asegurar que se incrementa la protección de la salud del público y de la seguridad, y que los costes indirectos de la implantación de las acciones están justificados por el sustancial incremento en esa protección.

Las bases técnicas de las modificaciones a analizar conforme a la guía se apoyan en los resultados de los APS, conforme a los criterios establecidos en el documento del CSN GS-1.14, *Guía Básica para el proceso de Realización y Evaluación de las Aplicaciones de los APS*.

La guía incluye las etapas de: estimación y evaluación de los valores e impactos, presentación de resultados y decisión sobre la propuesta.

Se identifican criterios para la toma de la decisión sobre la propuesta. Estos incluyen:

- VAN.
- Importancia relativa de los atributos cuantificados en términos diferentes que los monetarios.
- Importancia relativa de los atributos no cuantificables.
- Relación y consistencia de las alternativas propuestas.
- Impacto de la acción propuesta sobre otros programas o normativa existente.

8.2.3.8. Fallo del Fondo de la Vasija

El Proyecto OLHF (199-2001) se ha desarrollado dentro del marco de cooperación internacional de la OCDE/NEA, a propuesta de la Nuclear Regulatory Commission de Estados Unidos (USNRC). Los países participantes en el Proyecto OLHF han sido: Bélgica, República Checa, Finlandia, Francia, Alemania, Suecia, Estado Unidos y España.

El objetivo del proyecto ha sido el estudio del fallo del fondo de la vasija del reactor en caso de accidente severo, con la intención de reducir las incertidumbres a la hora de la toma de decisiones relacionadas con la seguridad. El proyecto se desarrolló en dos planos: experimental y teórico. La parte experimental consistió en la realización de cuatro ensayos instrumentados en los laboratorios de Sandia National Laboratory (SNL), en los que se provocó el fallo de modelos a escala del fondo de la vasija, y de ensayos de propiedades mecánicas y térmicas del acero utilizado en la construcción de los modelos a escala.

En cuanto a la parte teórica, se realizaron análisis del comportamiento del fondo de la vasija sometida a las condiciones del primer ensayo (OLHF-1), utili-

zando diferentes métodos de cálculo, y se ha llevado a cabo un estudio comparado de los mismos.

La reunión de cierre del Proyecto, abierta a organizaciones de los países participantes, está prevista para finales de junio del 2002 en Madrid, actuando el CSN como anfitrión de la misma. En ese momento se presentarán los informes finales del proyecto y las conclusiones obtenidas en el mismo.

La participación en el proyecto OLHF supuso una importante fuente de información para validar la metodología de análisis para la predicción del fallo del fondo de la vasija bajo condiciones de accidente severo. Los datos obtenidos en el proyecto, tanto en relación con el desarrollo de los ensayos (historias térmicas y de presión, deformaciones, momento en el que se produce la rotura y situación de la misma), como con la caracterización de materiales, son suficientes para permitir la simulación de los ensayos mediante códigos de cálculo y la comparación entre los resultados analíticos y los del ensayo. Así mismo, la participación en este proyecto ha permitido tener acceso a toda la información generada en el proyecto precursor (denominado LHF) que fue desarrollado por la NRC.

La comparación de los resultados obtenidos en los diferentes análisis realizados sobre el ensayo OLHF-1, ha puesto de manifiesto la necesidad de una profundización en el conocimiento del modo de fallo, para determinar el criterio de fallo que se debe utilizar en dichos análisis. Así mismo se detectó la importancia de los cálculos térmicos en la predicción del fallo, debido a una fuerte dependencia de las propiedades del material con la temperatura.

8.2.3.9. Sistemas Digitales

Las ventajas inherentes al uso de la tecnología digital (flexibilidad, ausencia de deriva, presencia en el mercado, etc.), en conjunción con el envejecimiento de los sistemas analógicos actualmente

existentes y las dificultades y alto coste de su reparación y repuestos, conducen a que la modernización de los sistemas analógicos de instrumentación y control de las centrales nucleares a sistemas digitales sea un paso natural en el avance de la tecnología. Sin embargo, la poca experiencia en aplicaciones relacionadas con la seguridad, la desconfianza en cuanto a la presencia de potenciales fallos en modo común y las necesidades de cualificación del software, son causa de que la introducción de los sistemas digitales de IyC en las centrales nucleares, planteen retos en las facetas de diseño, implementación, seguridad y validación. La normativa internacional aplicable a los sistemas digitales para funciones de seguridad es de reciente aparición, extensa, y en algunos aspectos requiere mayor clarificación.

El PID surge en 1999 en el marco del convenio de colaboración CSN-Unesa, con el objetivo de analizar la normativa existente y obtener una metodología para la implantación de sistemas digitales de IyC en las centrales nucleares españolas, contrastando esta metodología y ganando experiencia en base a su aplicación sobre casos prácticos.

Las actividades llevadas a cabo en el proyecto contemplan lo siguiente:

- Análisis pormenorizado de la normativa existente relativa al uso de instrumentación digital en aplicaciones de centrales nucleares. El producto de esta actividad se concretó en un informe técnico y una base de datos con información relevante de más de 150 normas y standards. El análisis realizado dio lugar a una Guía Inicial.
- Identificación de dos casos prácticos representativos de centrales PWR y BWR. Se seleccionaron el secuenciador de cargas del generador diesel (PWR) y el sistema de tratamiento de gases de reserva (BWR) y se elaboraron sus

especificaciones de requisitos. Esta actividad fue realizada íntegramente por el Comité de Dirección del Proyecto.

- Realización de las tareas de diseño, implementación y pruebas para las aplicaciones seleccionadas. Esta actividad fue desarrollada por los suministradores Siemens KWU (actualmente Framatome ANP) y Schneider.
- Elaboración, por parte del Comité de Dirección del Proyecto, del documento final *Guía para la Implantación de Sistemas Digitales en Centrales Nucleares* PID Unesa/CSN, en base a la experiencia obtenida en los proyectos piloto. Esta experiencia permitió identificar aquellas tareas y aspectos claves del proceso de desarrollo de una modificación que incorpore tecnología digital, viéndose reflejadas en esta guía final. Asimismo, la *Guía* define un proceso de licenciamiento adaptado a las peculiaridades de los sistemas digitales para dar cumplimiento a la *Guía de Seguridad 1.11*.
- Como actividad adicional cabe mencionar la celebración de un seminario sobre implantación de sistemas digitales en centrales nucleares, impartido por el Electric Power Research Institute, y que contó con la asistencia de 25 personas pertenecientes al CSN, ingenierías, centrales nucleares, universidad y suministradores.

8.2.3.10. Informatización de Procedimientos de Emergencia

La codificación en formato informático de los procedimientos de operación de emergencia fue un valioso ejercicio que por sí mismo obligó a hacer una interpretación y valoración detallada de los mismos. Las observaciones más destacadas nacidas de este análisis, incluyendo puntos de interpretación dudosa, fueron recogidas en diversos informes.

También se hicieron pruebas piloto de conexión del sistema de procedimientos Copma-II, desarrollado en el Proyecto Halden de la OCDE, con códigos de simulación. Con ellas se demostró que la conexión entre un modelo de simulación de una planta y sus propios procedimientos de emergencia es perfectamente viable. Las pruebas realizadas incluyen tanto la simulación interactiva, donde el procedimiento se ejecuta bajo control humano, como la simulación automática donde el procedimiento se supone ejecutado por un operador ideal. Este tipo de herramienta ya se utiliza en algunos países para la aplicación de métodos de validación y verificación de procedimientos de emergencia. Cabe destacar en este sentido los desarrollos realizados por EDF en Francia.

El desarrollo del sistema Copma-III, que en la actualidad desarrolla el Proyecto Halden, puede permitir mejorar en el futuro las herramientas puestas a punto en este proyecto.

8.2.3.11. Análisis del Comportamiento del H₂ en la Contención

El proyecto *Análisis del Comportamiento del H₂ en la Contención*, pertenece al Plan Integrado de Investigación UNESA-CSN. El objetivo de este proyecto, finalizado dentro del presente año, es el avanzar en el conocimiento de los modelos de cálculo de la distribución y combustión del H₂ liberado en la contención de tipo PWR en caso de accidente severo, así como el elaborar una herramienta de cálculo de la probabilidad de fallo de la contención PWR por un suceso de combustión de H₂.

El proyecto fue desarrollado mediante una colaboración de sendos grupos de trabajo radicados en UFISA y en el Ciemat, con la coordinación de técnicos del CSN y de UEFSA. Las tareas concretas desarrolladas en el proyecto fueron las siguientes:

- Modelización y cálculo de dos experimentos de la instalación HDR, en los que se simula la liberación de mezclas de H₂-vapor en condiciones

correspondientes a accidentes de LOCA pequeño y LOCA grande. Este trabajo se realizó para validar los modelos de cálculo de distribución de H₂ mediante física subnodal del código MAAP4.

- Aplicación de cálculo de la distribución de H₂ durante una secuencia de accidente severo en una contención PWR, mediante una nodalización detallada, a fin de analizar los modelos de física subnodal del código MAAP4.
- Desarrollo de una metodología de evaluación de la probabilidad de fallo de la contención PWR como consecuencia de la combustión de H₂ durante una secuencia de accidente severo, basada en el modelo de árboles de sucesos.
- Análisis comparativo de los modelos de combustión de H₂ de los códigos MAAP y CONTAIN.
- Realización de cálculo de combustión de H₂ con los códigos MAAP y CONTAIN, en una secuencia de accidente severo de un PWR, con objeto de determinar las incertidumbres principales que dominan los resultados de los cálculos de elevación de presión y temperatura en la contención producidos por la combustión de H₂.

Los resultados del proyecto fueron presentados en varias reuniones técnicas, organizadas por el CSN y la OIEA, y se publicaron los informes técnicos correspondientes. La realización del proyecto permitió obtener los frutos siguientes:

- Conocimiento de las capacidades del modelo de física subnodal del código MAAP4, el cual permite mejorar la determinación de la distribución del H₂ liberado en contenciones con compartimentos que tengan una geometría especial, e identificar localizaciones de potencial acumulación de H₂. Esto es de aplicación a la evaluación del riesgo de fallo de la contención por sucesos de combustión de H₂ en PWR, que se realizan en los APS nivel 2.

- Metodología aplicable directamente en los estudios de APS nivel 2, de centrales PWR, para la estimación de la probabilidad de fallo de la contención por combustión de H₂.
- Conocimiento de los parámetros de los modelos de combustión del código MAAP que gobiernan la incertidumbre de los resultados. Esto es de aplicación a los cálculos de secuencias de combustión de H₂ de los APS nivel 2, y al desarrollo de la herramienta MARS de gestión de accidentes, disponible en el CSN.

8.2.3.12. Evaluación de seguridad de El Cabril

El proyecto COND-17, sobre la selección de una metodología para la evaluación de la seguridad de sistemas de almacenamiento superficial de residuos radiactivos fue desarrollado durante dos años entre el CSN y el Departamento de Impacto Radiológico de Ciemat.

Con el objetivo referido, se desarrolló y aplicó a la evaluación de la seguridad del centro de almacenamiento de El Cabril, una metodología que refleja los desarrollos actuales en el entorno internacional y es aplicable al concepto de almacenamiento español.

Las actividades iniciales del proyecto consistieron en la revisión y análisis de las metodologías de evaluación de la seguridad existentes en el entorno nacional e internacional. Sobre la base de este análisis se propuso y se definió una metodología adecuada para la situación española, teniendo en cuenta las necesidades del CSN en sus aplicaciones posteriores.

Para la ilustración del proceso metodológico fue definido un caso hipotético, tomando para ello la descripción del diseño del almacenamiento basada en la instalación de El Cabril y la información sobre el emplazamiento del ejercicio planteado dentro del denominado Vault Safety Case del Programa Internacional ISAM (Improving Long Term Safety Assessment Methodologies for Near Surface

Radioactive Waste Disposal Facilities) del OIEA. Una vez probado el procedimiento metodológico para esa instalación hipotética se efectuó su aplicación al concepto de evacuación adoptado en España en El Cabril.

Los principales beneficios del proyecto se refieren a los siguientes aspectos:

- Se ha obtenido un procedimiento práctico que permite estructurar de forma lógica y transparente las hipótesis y simplificaciones realizadas en el proceso de evaluación de la seguridad de estos sistemas de almacenamiento, haciendo uso de diagramas, tablas y esquemas para facilitar su documentación.
- En el desarrollo y justificación de los escenarios relevantes para la seguridad del almacenamiento, la información se ordenó en torno a la lista de FEPs (Features, Events and Processes), mediante una estructura común que servirá de soporte en futuras evaluaciones, habiéndose desarrollado adicionalmente una ficha descriptiva del contenido relevante de cada factor.
- Con respecto al análisis de los resultados e incremento de confianza (confidence building) se realizó una comparación de modelos con tres códigos que utilizan diferente aproximación para la resolución del sistema, poniéndose en práctica algunos aspectos que redundarán en el incremento de confianza en el modelo y en los resultados.

8.2.3.13. Material Desclasificable

El proyecto RE-01, Caracterización de materiales metálicos de desecho con actividad despreciable susceptibles de desclasificación, ha sido desarrollado durante dos años entre el CSN, Unesa y Enresa con la participación de Empresarios Agrupados.

El objetivo del proyecto consistió en establecer la metodología y el proceso de caracterización radiológica de los materiales metálicos para decidir, de forma eficiente y con un 95% de confianza, si una vez dese-

chados en las centrales nucleares españolas pueden desclasificarse, por ser su contenido de actividad inferior a los niveles de desclasificación establecidos.

Para la elaboración de los documentos técnicos del proyecto, se estudiaron, analizaron y compararon las normas, metodologías y recomendaciones de organismos internacionales y de países de reconocido prestigio entre las que merece destacarse el Multi Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) de USNRC/EPA (NUREG-1575). Se ha profundizado además en el estudio de aspectos estadísticos relativos a muestreo y métodos de decisión aplicables en general a la caracterización radiológica de los materiales sólidos susceptibles de desclasificación.

Con los documentos técnicos elaborados, se desarrollaron las herramientas básicas necesarias para abordar, con el nivel de exigencia adecuado al caso, la caracterización radiológica con fines de desclasificación de materiales metálicos desechados. Estos documentos, tanto por su ámbito de aplicación, que cubre toda la casuística posible de elementos metálicos a caracterizar, como por su contenido, especialmente profuso en lo que se refiere a la caracterización radiológica por muestreo estadístico, realización de la medida y toma de decisiones, cubren con amplia suficiencia los objetivos y resultados esperados del proyecto y proporcionaron además unos conocimientos y una base documental trasladable a la caracterización para desclasificación de otros materiales sólidos distintos a las chatarras metálicas, objetivo fundamental del proyecto.

Como logros adicionales cabe apuntar además que el proyecto sirvió para consensuar posturas inicialmente divergentes entre las organizaciones participantes y comprender el verdadero alcance de la materia, así como haber definido y clarificado aspectos que no tenían un nivel de comprensión adecuado antes de su inicio.

Con respecto al primer logro mencionado, cabe resaltar que hoy nadie duda que la decisión de desclasificar una partida de material sólido es el resultado de un programa de caracterización amplio, incorporado en la rutina operacional de la planta, como lo están otros programas de control, que consta de varias etapas que es necesario planificar y efectuar en distintos momentos de la operación, tanto previos a la generación de los materiales sobre los que se decidirá su desclasificación como posteriores. De todas estas etapas se da amplia cuenta en los documentos generados.

Adicionalmente se ha formado una base documental, integrada por los documentos más relevantes de aplicación en el proyecto que ha sido distribuida a las tres organizaciones patrocinadoras y demás miembros del comité de dirección.

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 radiactivos, aunque se inclu-

yen 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 2000, y un listado donde se referencian los seis 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 2001

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Estudio del efecto genético de las radiaciones ionizantes a largo plazo en un modelo experimental. Estudio de las alteraciones cromosómicas que permanecen a lo largo de varias generaciones y su relación con los cambios cromosómicos observados en la carcinogénesis.	19/11/99	19/07/02	30.112.750	18.800.000	CSN Hospital de la Santa Creu y San Pau UAB
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 esta 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	49.000.000	20.000.000	CSN Ciemat
Estudio de dosis internas en técnicas radioisotópicas <i>in vitro</i> e <i>in vivo</i> utilizadas en estudios de biología celular y molecular. Establecer programas para la determinación de dosis internas causadas por emisiones beta de baja energía.	15/11/99	31/07/02	61.770.000	18.000.000	CSN CSIC Ciemat

Tabla 8.2. Proyectos en curso en protección radiológica a 31 de diciembre de 2001 (continuación)

Título y objetivo global	Fecha inicio	Fecha final	Presupuesto total (pesetas)	Presupuesto CSN (pesetas)	Organizaciones
Metrología neutrónica dosimetría neutrónica en las 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.	01/01/01	28/12/03	36.000.000	36.000.000	H.U. Río Hortega de Valladolid CSN Ciemat U. Politécnica de Madrid U. Valladolid
Caracterización dosimétrica de emplazamientos mediante sistemas de espectrometría gamma <i>in situ</i> . 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	15.000.000	15.000.000	CSN Ciemat
Adaptación de la cámara de radón del INTE/UPC a la norma ISO13466 e intercomparación de sistemas de medida. Acondicionar la cámara de radón de forma que sirva de centro de referencia en nuestro país y se puedan llevar a cabo calibraciones de equipos de medida. Desarrollar los procedimientos de funcionamiento de la cámara y de calibración de los equipos de medida 3). Realización de una campaña de intercomparación de los equipos de medida de diez grupos españoles.	11/12/00	11/6/02	10.263.680	10.263.680	CSN U. Politécnica de Cataluña
MARNA-IV Mapa de Radiación Gamma Natural de España. Elaboración de mapas de tasa de exposición a la radiación gamma natural sobre 86.000 km ² (zonas no incluida en los proyectos anteriores).	12/07/01	12/07/04	51.000.000	51.000.000	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	37.120.000	18.560.000	Unesa CSN

8.3.3. Proyectos en protección radiológica finalizados en 2001. Beneficios obtenidos desde el punto de vista de la protección

8.3.3.1. Efectos biológicos de las radiaciones

Este proyecto se llevó a cabo en el laboratorio de dosimetría biológica del Servicio de Dosimetría y Radioprotección del Hospital General Universitario Gregorio Marañón (en adelante HGUGM) y la duración fue de un año.

En un proyecto anterior (HGUGM y CSN) se realizaron curvas de calibración para su aplicación en dosimetría biológica utilizando la técnica FISH (hibridación in situ con fluorescencia), no obstante, de los resultados obtenidos en este proyecto se dedujo que para contar con una población de células estables que permita su valoración estadística de forma más fiable había que analizar muchas más células de las previstas en un principio, esta ha sido la razón principal para la realización de este proyecto.

Los objetivos fueron los siguientes:

- a) Estandarización de la técnica FISH para dosimetría biológica retrospectiva. Para ello ha sido necesaria la:
 - Elaboración de una nueva curva de calibración dosis respuesta para las células estables.
 - Reevaluación de las células analizadas en el convenio anterior y posterior elaboración de las curvas de dosis respuesta (del convenio anterior y el actual) para alteraciones estables.
 - Elaboración de la curva dosis respuesta de los datos combinados.
- b) Extrapolación de los datos obtenidos a datos de genoma total.

Para la realización del estudio se analizaron las curvas dosis-respuesta realizadas teniendo en cuenta la aparición de translocaciones equilibradas en respuesta dosis entre 0-400 cGy de radiación gamma. Los datos se obtuvieron de experimentos de irradiación in vitro realizados en 1998 y 2001. Las translocaciones estudiadas se identificaron mediante la técnica FISH. Se usaron dos sondas correspondientes a los cromosomas 1 y 2 (16.46% de genoma) y un cocktail de sondas pancentroméricas.

Las conclusiones a las que se llegaron después de la realización del proyecto son:

- El alto coeficiente de correlación obtenido en todas las curvas asegura su aplicabilidad para cálculo de dosis de una forma precisa. Las curvas que combinan ambos experimentos son las que obtienen mejor ajuste.
- Los datos de frecuencia basal de translocaciones y coeficiente lineal concuerdan con la bibliografía relevante disponible. Los resultados aquí presentados contribuyen a la validación del estudio de translocaciones estables como instrumento para calcular retrospectivamente la dosis recibida in vivo.
- Para aumentar la significación estadística de la curva de 2001, sería preciso aumentar el tamaño muestral de alguno de los estratos de dosis más bajas, aunque con el alto coeficiente de correlación obtenido no son previsibles cambios significativos de los coeficientes.

En este estudio se analizó sólo el 16.46% del genoma (cromosomas 1 y 2) La aplicación de técnicas FISH para el genoma completo, supondría un incremento proporcional de la sensibilidad de la medida, disminuyendo concomitantemente el número de células que sería preciso estudiar para cada dosis. No obstante se debería realizar un aná-

lisis de viabilidad y coste efectividad para valorar la posibilidad de iniciar un estudio de dichas técnicas en nuestro medio.

8.3.3.2. Roturas Radioinducidas

Este proyecto se realizó durante tres años en el laboratorio de Genética Molecular y Radiobiología del Centro Oncológico de Galicia José Antonio Quiroga y Piñeiro.

Se ha desarrollado una nueva técnica original que permite por primera vez estudiar el daño radioinducido a nivel del genoma global o de secuencias específicas, célula a célula, y detectar posibles variaciones intragenómicas, así como intracelulares, en la radiosensibilidad. Dicha técnica se denomina DNA Breakage Detection-Fluorescence In Situ Hybridation (DBD-FISH) y combina las metodologías de células incluidas en microgeles de agarosa sobre portaobjetos, el unwinding o desnaturalización alcalina parcial, y el FISH asistido por cámara digital de alta sensibilidad con análisis de imagen.

Durante las primeras fases del proyecto se puso a punto la técnica, aplicándose posteriormente a diversos tipos celulares (Ej.: espermatozoides) y a diferentes tipos de secuencias específicas del DNA, en concreto se escogieron tres tipos de secuencias satélite: ADN repetitivo de tipo alfoide; ADN satélite clásico de la familia de cinco pares de bases; y ADN satélite clásico 1. Los resultados obtenidos demuestran la heterogeneidad intragenómica del genoma humano en cuanto a radiosensibilidad. El equipo investigador demostró claramente que las diferentes secuencias se presentan organizadas de modo diferente a nivel macromolecular con proteínas histónicas y no histónicas, en la célula viva. En consecuencia, estas diferentes estructuras de la cromatina se traducen en distintos grados de protección frente al ataque por radicales libres o frente al efecto directo de la radiación. El resultado es la

inducción de diferentes cantidades de roturas del ADN en las diferentes secuencias.

La técnica DBD-FISH podrá tomarse como punto de partida para el estudio a gran escala de la radiosensibilidad de todos los tramos del genoma humano. La técnica determina las áreas probablemente más sensibles del genoma. Centrando los estudios sobre ella se podría detectar el efecto de las dosis mas bajas posibles, evitando el ruido de fondo del resto de las regiones menos sensibles. Los resultados obtenidos serían de un gran interés en radioprotección y dosimetría biológica, así como en los estudios de los efectos estocásticos tales como la inducción de futuras neoplasias.

El proyecto dio lugar a: seis artículos de revistas de la talla de *Mutation Research* (3), *Chromosome Research* (1) y *Cytogenetics and Cell Genetics* (1) con un artículo en fase de evaluación. Además se redactaron tres capítulos de libros internacionales de referencia. Se leyó una tesis doctoral que contenía una pequeña parte del trabajo, hay otra ya finalizada, pendiente de lectura, y otras tres en curso. La información obtenida, así como la originalidad y calidad del trabajo, fueron siempre reconocidas por los especialistas a los que se les presentó en foros tales como las reuniones de grupos involucrados en proyectos financiados por la Comunidad Europea, y en el campo de la evaluación de la infertilidad masculina (DBD-FISH aplicado a los espermatozoides)

8.3.3.3. Modelo Gastrointestinal

El proyecto *Desarrollo y Adaptación del Nuevo Modelo Gastrointestinal para la Determinación de Dosis Interna* se desarrolló dentro del Plan Coordinado de Investigación CSN-Unesa en materia de seguridad nuclear y protección radiológica (PCI). Este proyecto es la continuación del proyecto Desarrollo y Aplicación del Nuevo Modelo Pulmonar del ICRP-66 y Elaboración de

Programas de Control de Medidas In-Vivo e In-Vitro de Emisores a, b y g para la Determinación de las Dosis Internas de los Trabajadores de las Centrales Nucleares, al final del cual se obtuvieron los siguientes productos:

- Desarrollo metabólico completo para la estimación de dosis por incorporación de radionucleidos (funciones de retención y excreción para la interpretación tanto de medidas in vivo como in vitro) derivado del modelo pulmonar definido en la publicación n° 66 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, mediante la formulación matemática del mismo.
- Desarrollo de la aplicación informática Internal Dose Assessment Code (en adelante INDAC), para la estimación de las dosis internas de acuerdo con el nuevo modelo pulmonar definido en *ICRP-66*.

Cabe destacar que el programa INDAC calcula la actividad presente en el tracto gastrointestinal de acuerdo al modelo del mismo que aparece en la publicación 30 de *ICRP*, que consta de cuatro órganos (estómago, intestino delgado, intestino grueso superior e intestino grueso inferior).

En la década de los 90 la Comisión Internacional de Protección Radiológica decidió revisar el modelo gastrointestinal definido en su publicación 30 y para ello creó un grupo de trabajo sobre el tracto alimentario humano. En el año 1998, el grupo de trabajo publicó (*Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 79, N^{os} 1-4) las primeras conclusiones de sus estudios con la propuesta de un nuevo modelo gastrointestinal (Human Alimentary Tract) Además del aumento de compartimentos, se contemplaban otros cambios significativos. Así se considera como el primer compartimento del tracto gastrointestinal la cavidad oral, seguida del esófago (no considerado en el actual modelo) Otro cambio significativo es

la aparición de recirculaciones de actividad entre órganos.

En este contexto, se consideró interesante incorporar dentro del programa INDAC, un módulo de cálculo de dosis internas en base a las nuevas propuestas de *ICRP* sobre la definición del sistema gastrointestinal.

Así, los principales objetivos del proyecto *Desarrollo y adaptación del nuevo modelo gastrointestinal para la determinación de dosis interna* fueron los siguientes:

- Análisis y desarrollo del modelo para la estimación de dosis por incorporación de radionucleidos derivado del nuevo modelo gastrointestinal propuesto por el Grupo de Trabajo para el Tracto Alimentario Humano de la *ICRP*, mediante la formulación matemática del mismo, y desarrollo del módulo de cálculo correspondiente en el programa de ordenador INDAC (Internal Dose Assessment Code).
- Implantar en la aplicación INDAC la opción de cálculo de dosis que se deriva de los desarrollos anteriores, como alternativa al modo normal de funcionamiento que utiliza, de acuerdo a lo establecido en la legislación vigente, el modelo pulmonar definido en *ICRP-66*, y el modelo gastrointestinal definido en *ICRP-30*.

8.3.3.4. Hongos II

Con fecha 19 de noviembre de 1999, se firmó entre el CSN y la Universidad de Extremadura, un acuerdo específico de colaboración para la realización del proyecto de investigación titulado: *Estudio de la Transferencia de la Radiactividad a los Hongos. Interacciones y Consecuencias-2ª fase*.

Este nuevo estudio se planteó como una continuación del proyecto de investigación que el mismo equipo llevó a cabo durante el año 1997. Este

equipo estuvo formado por distintos grupos investigadores de las universidades de Extremadura (Grupos de Ecología e Ingeniería Ambiental y de Radiactividad Ambiental) y la Universidad de Alcalá de Henares.

El objetivo general del proyecto, era estudiar el comportamiento del Cs y el Sr en su incorporación a los hongos, considerando la influencia de diversos factores, así como el estudio comparativo de la dinámica de transferencia en cada uno de los grandes tipos de hongos saprófitos y micorrícicos y el análisis comparativo de los estudios desarrollados en laboratorios frente a ecosistemas naturales.

Las diferentes fases del proyecto eran las siguientes:

- Recopilación y análisis de la información bibliográfica internacional existente.
- Certificación del comportamiento del Cs y el Sr en su incorporación a los hongos, considerando los periodos temporales mas amplios posibles intentando dilucidar el papel que en dicha incorporación jugarían los siguientes factores. La presencia de cationes estables análogos, la homogeneidad o no de la distribución de la contaminación en el cuerpo fructífero y la influencia del grado de maduración del fruto.
- Estudiar comparativamente para un representante de cada uno de los grandes grupos de hongos, saprófitos y micorrícicos, la dinámica de la transferencia de la contaminación radiactiva para los dos elementos antes citados: estroncio y cesio.
- Contrastar con especies de setas pertenecientes a los tipos nutricionales micorrícico y saprófito, recolectadas en ecosistemas naturales, los resultados obtenidos para la transferencia de radionucleidos, intentando valorar las causas

que pueden producir alteraciones significativas sobre los resultados extraídos de la experiencia de laboratorio.

El proyecto finalizó en el mes de septiembre de 2001 y el equipo investigador y según lo indicado en el acuerdo específico de colaboración, ha presentado un informe final reflejando fundamentalmente, los resultados obtenidos, las conclusiones derivadas de dichos resultados, así como una relación actualizada de la bibliografía existente.

Teniendo en cuenta la bibliografía recopilada, podrían considerarse los estudios realizados por el grupo investigador como unos de los primeros estudios de transferencia de radionucleidos en hongos realizados en condiciones controladas en laboratorio.

8.3.3.5. Radnat Arañuelo

Con fecha 6 de abril de 2000 y por un periodo de catorce meses, se firmó, entre la Universidad de Cantabria y el CSN, un acuerdo específico de colaboración, cuyo objetivo era la Evaluación de las dosis de radiación natural recibida por la población en el entorno de las centrales nucleares españolas. Estudio específico de Campo Arañuelo.

El proyecto fue realizado por el Departamento de Ciencias Médicas y Quirúrgicas, de la Facultad de Medicina de la Universidad de Cantabria, y era continuación del llevado a cabo por el mismo grupo investigador durante el periodo 97-98 titulado *Evaluación de las dosis de radiación natural recibidas por la población en el entorno de las centrales nucleares españolas*.

Dados los valores mas elevados de dosis obtenidos en la zona de la central nuclear de Almaraz, 4,07 mSv/año, y la principal contribución de la vía de exposición al ^{222}Rn existente dentro de las viviendas, se consideró adecuado ampliar el estudio en esta zona, realizando un mayor número de medidas

de este isótopo en más poblaciones. Con esto se tendría una estimación más exacta de las dosis que están recibiendo sus habitantes, debidas a las fuentes de radiación natural.

El objetivo general del proyecto era la estimación de las dosis que debido a la radiación natural estarían recibiendo las personas que habitan en el entorno de la central nuclear de Almaraz, para lo cual se instalaron una serie de detectores de radón en viviendas de 27 poblaciones de la zona.

El valor medio de concentración de radón en la zona estudiada, obtenido en este nuevo proyecto ($65,7 \text{ Bq/m}^3$) fue inferior al obtenido en el primer estudio ($93,9 \text{ Bq/m}^3$), aspecto que confirma la influencia de las poblaciones situadas en la zona norte, zona de La Vera, en los valores más elevados, ya que en el primer estudio, el porcentaje de poblaciones de la zona de La Vera fue del 33%, mientras que en este último estudio fue del 19%.

En esta zona de La Vera, el valor medio de concentración de radón obtenido fue de $113,9 \text{ Bq/m}^3$, valor que refleja las características de la zona, con un 24,5% de las casas donde se realizaron medidas con valores superiores a 200 Bq/m^3 . Esta zona que debería considerarse como una zona con elevados niveles de radón, se tendría que estudiar en más detalle en un futuro, con objeto de establecer medidas adecuadas de protección radiológica.

8.3.3.6. Marna-Galicia

Como consecuencia del desarrollo del proyecto Marna-Galicia se obtuvieron los siguientes productos y beneficios:

- Se dispone de tecnología móvil capaz de detectar desde un vehículo en marcha pequeños incrementos de tasa de exposición debidos a radiación gamma natural o a radiación gamma

de origen artificial. Simultáneamente se obtienen medidas de tasa de exposición y la situación de las medidas, obtenida por un GPS (Geographic Position System), referida a coordenadas UTM (Universal Transverse Mercator) huso 30. Un espectrómetro portátil permite identificar el radioisótopo natural o artificial causante del incremento.

- Se pueden identificar y definir rápidamente posibles superficies contaminadas por radioisótopos naturales o artificiales.
- Se dispone de unas 200.000 medidas de tasa de exposición de toda Galicia incluyendo medidas sobre las playas.
- Se han elaborado mapas a escala 1/200.000, individualizándose la información radiométrica unitaria referente a cada hoja 1/200.000 del mapa geográfico nacional en ficheros *.dat. Con ello se dispone de la tasa de exposición a partir de la cual puede estimarse la dosis absorbida en aire y la dosis equivalente correspondiente a núcleos de población.

Los resultados del proyecto MARNA se utilizan para:

- Evaluación y control de incrementos de la radiación de fondo debida a causas naturales o no naturales.
- Optimación de la selección del emplazamiento adecuado para equipos de medida de la radiación.
- Asociado con información geológica y meteorológica, determinación zonas de mayor potencial de emisión de radón en un terreno. En este sentido están en elaboración mapas a escala 1/200.000 de estimación del potencial de emisión de radón en toda Galicia.

8.4. Valoración de las Actividades realizadas

Durante el año 2001 el CSN gestionó un presupuesto propio para I+D de 448.103.000 pesetas. 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 2001*.

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* aprobado por el Consejo en su reunión de 28 de septiembre de 1995 (actualmente en proceso de revisión) 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 2001, el CSN mantuvo la promoción e impulso de varios proyectos normativos de diverso rango.

9.1.1. Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas

El *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, aprobado por el Real Decreto 183/1999, de 3 de diciembre, (BOE 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 estudio 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, es decir 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 introduce el concepto de práctica, mantiene los principios de justificación, optimización y limitación de dosis para dichas prácticas y establece, a continuación, los principios fundamentales de protección operacional de trabajadores expuestos, personas en formación y estudiantes durante la ejecución de prácticas, y los aspectos relativos a la protección radiológica de la población en circunstancias normales.

Para la prevención de la exposición de los trabajadores se clasifican éstos según sus condiciones de trabajo; también se clasifican los lugares de trabajo en diferentes zonas en función de las dosis anuales que es posible recibir en los mismos y se establecen las normas y medidas de control a aplicar en las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores. Asimismo, se establecen requisitos para la determinación de las dosis y su registro, para la formación y la vigilancia médica de los trabajadores.

En relación con la protección radiológica del público el Reglamento contiene normas de carácter general para evitar o reducir al mínimo la emisión de sustancias radiactivas al medio ambiente. Asimismo se fija la obligación de realizar una estimación, de modo regular y de la forma más realista posible, de las dosis recibidas por la población en su conjunto y por los grupos de referencia en todos los lugares donde tales grupos puedan existir.

Entre lo más relevante hay que destacar la introducción de los nuevos límites de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos, en formación y público, de acuerdo con la Directiva EURATOM que recoge las recomendaciones de la ICRP-60.

Se introduce asimismo el concepto de intervención y se establecen los principios generales y los requisitos aplicables que se efectúa en caso de emergencia radiológica de exposición perdurable.

Finalmente, se requiere identificación y aplicación de requisitos de protección radiológica en aquellas actividades laborales en las que exista un incremento significativo de la exposición debida a fuentes naturales de radiación.

En relación con la protección radiológica de la población determina la obligación de hacer estimaciones realistas de las dosis que esta recibe como consecuencia de la explotación de las centrales nucleares.

9.1.3. Otras funciones normativas

Durante 2001, 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.

El CSN ha mantenido abierta su participación o colaboración en la transposición de Directivas, como la 97/43/EURATOM sobre *radiaciones ionizantes en exposiciones médicas*, cuyo texto ha sido transpuesto por el Real Decreto 815/2001, de 13 de julio, de *Justificación del uso para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas*, y las 1999/2/CE y 1999/3/CE sobre *alimentos e ingredientes alimentarios tratados con radiaciones ionizantes y lista comunitaria de los mismos*, cuyo texto ha sido transpuesto y refundido en el Real Decreto 348/2001, de 4 de abril, por el que se regula *la elaboración, comercialización e importación de productos alimenticios e ingredientes alimentarios tratados con radiaciones ionizantes*.

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 2001, 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 2001 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.

Asimismo se redactó una propuesta normativa para su inclusión en el Anteproyecto de Ley de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social para el año 2002, incorporando un nuevo apartado al artículo 8º de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, con objeto de que los funcionarios pertenecientes al Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y protección radiológica, de ambas escalas, tuvieran derecho en el ámbito general de las Administraciones Públicas, a la movilidad funcional establecida en el artículo 17 de la Ley 30/1984, de 2 de agosto, y fueran asimilados a tal efecto al personal funcionario de la Administración Civil del Estado.

También se propuso para su inclusión en el citado Anteproyecto de Ley de Medidas, la modificación del artículo 16 de la Ley 14/1999, de 4 de mayo,

de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

En este grupo de propuestas se incluía asimismo la sustitución del capítulo XIV de la Ley 25/1964, de 29 de abril, reguladora de la energía nuclear, que regula el cuadro de infracciones y sanciones en materia nuclear, mejorando técnicamente su contenido y estableciendo criterios de mayor racionalidad y proporcionalidad en la descripción de tipos y sanciones.

Finalmente hay que destacar la importancia que tiene en esta materia, aunque sea de manera indirecta, la aprobación de la Ley 6/2001, de 8 de mayo, de modificación del Real Decreto Legislativo 1302/1986, de 28 de junio, de evaluación de impacto ambiental, aplicable a la industria energética.

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 2001: 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

En primer lugar, hay que hacer referencia a disposiciones relacionadas con la organización y funciones del CSN que, o bien se recogen en normas reglamentarias aprobadas por el Gobierno a partir de una propuesta originaria del CSN (Estatuto), o bien corresponden a decisiones del organismo para las que se halla habilitado por disposiciones generales de carácter reglamentario (acreditación de personal de instalaciones de rayos X con fines diagnósticos).

A consecuencia de la aparición del Real Decreto 469/2000, de 7 de abril, por el que se modificó la estructura orgánica básica del organismo y durante el año 2001 se han llevado a cabo las medidas de carácter interno necesarias para adaptar la estructura del organismo al contenido de la citada disposición.

Durante el 2001 se han producido los siguientes nombramientos de altos cargos del Consejo de Seguridad Nuclear: mediante Real Decreto 840/2001, de 13 de julio, se nombró Presidenta del Organismo a doña María-Teresa Estevan Bolea; a través de los Reales Decretos 841/2001 y 842/2001, de 13 de julio, se nombraron los Consejeros don Julio Barceló Bernet y doña Carmen Martínez Ten; asimismo mediante el Real Decreto 1376/2001, de 30 de noviembre, se nombra a don José Ignacio Villadóniga Tallón, Director Técnico de Seguridad Nuclear del Consejo.

9.2.2. Capacidad normativa del CSN

En el año 2001, se aprobó la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, de 31 de mayo de 2001, 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 413/1997, instrucción que fue publicada en el BOE de 6 de agosto de 2001, así como cuatro nuevas Guías de Seguridad y la revisión de otras dos:

- GS-1.14 *Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los análisis probabilistas de seguridad.*
- GS-1.16 *Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales.*
- GS-9.2 *Gestión de materiales de residuos sólidos con contenido radiactivo generado en instalaciones nucleares.*

- GS-5.15 *Documentación para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo.*
- GS-10.3 *Auditorías de garantía de calidad (Revisión 1).*
- GS-10.8 *Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para las instalaciones nucleares (Revisión 1)*

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 u organizaciones internacionales en programas de asistencia en dichas materias.

Por otra parte, el ya citado *Plan de Orientación Estratégica del CSN* recoge la voluntad del organismo de optimizar la participación del CSN 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 de 2001 no sólo mantuvo la línea de creciente colaboración internacional en los ámbitos ya referidos sino que la misma tuvo traducción en diversos aspectos normativos, de los que han de destacarse los tres siguientes:

En primer lugar, en el marco de las convenciones internacionales, el CSN está participando mediante labores de seguimiento y comentarios en el informe nacional relativo a la *Convención sobre seguridad nuclear*, sometido a un proceso de revisión internacional cerrado en abril de 1999, con la colaboración activa del CSN.

En fecha 23 de abril de 2001 se publicó 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*, hecho en Viena, cuyos objetivos 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 la mejora de las medidas nacionales y de la cooperación internacional, además de asegurar que en todas las etapas de la combustión del combustible gastado y de desechos radiactivos haya medidas eficaces contra los riesgos radiológicos potenciales, y prevenir los accidentes con consecuencias radiológicas y mitigar sus consecuencias.

En segundo lugar, en el año 2001, 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 a la áreas normativas de organización de los organismos reguladores, emergencias nucleares, operación de instalaciones nucleares, protección radiológica y transporte.

En tercer lugar, 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, como se ha puesto de manifiesto en el apartado 9.1.3.

En el ejercicio a que se refiere este informe el CSN ha participado a través de sus expertos 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 CSN, dado su carácter de organismo fundamentalmente técnico y consultivo, debe emitir dictámenes e informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, para las administraciones central y 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: el Defensor 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 medioambientalistas, asociaciones profesionales, sindicales, etc.
- Gestión de la 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, la presidenta del CSN comparece anualmente ante la citada Comisión. Posteriormente, la Comisión aprueba unas resoluciones, que sirven de impulso y marco para el trabajo de este Organismo, a las que el CSN responde mediante los informes técnicos correspondientes.

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 asambleas 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 2000 se remitió al Congreso y al Senado el 31 de mayo de 2001.

10.1.2.2. Comparecencias

Durante el año 2001 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 12 de junio compareció, el entonces presidente del Consejo de Seguridad Nuclear, Juan Manuel Kindelán Gómez de Bonilla para informar sobre la memoria presentada en relación con el informe anual de este organismo correspondiente al año 1999. Publicada en el Diario Oficial del Congreso nº 260, de 12 de junio.

Previamente, el día 5 de junio habían comparecido, ante la ponencia especial encargada del estudio del informe, los siguientes miembros del CSN: secretario general, directores técnicos de Seguridad Nuclear y de Protección Radiológica, subdirectores generales de Instalaciones Nucleares, de Protección Radiológica Ambiental y de Protección Radiológica Operacional

Ante el Senado

Comisión de Medio Ambiente

En el ejercicio de sus competencias, el día 15 de octubre compareció María Teresa Estevan Bolea, presidenta del CSN, nombrada por Real Decreto 840/2001 de 13 de julio (BOE de 14 de julio de 2001), para informar sobre los aspectos medioambientales relativos al informe de este organismo correspondiente al año 2000. Dicha comparecencia se encuentra publicada en el Diario de Sesiones del Senado nº 183 de 15 de octubre.

Comisión de Economía, Comercio y Turismo

Así mismo, el día 5 de noviembre compareció la presidenta del CSN, para presentar el informe sobre el desarrollo de las actividades del Consejo de Seguridad Nuclear correspondiente al año 2000. Esta comparecencia se encuentra recogida en el Boletín de Sesiones del Senado nº 197 de 5 de noviembre.

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:

- Informe sobre el programa de mejoras que el titular de la central nuclear José Cabrera debe presentar y sobre la evaluación de la idoneidad del mismo realizada por el CSN.
- Informe sobre los objetivos y actividades de la Asociación de Reguladores Europeos en materia de Seguridad y Regulación (WENRA).
- Informe sobre el problema de las inestabilidades termohidráulicas en las centrales BWR (Garña y Cofrentes), los sistemas de vigilancia, los elementos críticos y la influencia en estas inestabilidades del empleo de elementos combustibles de distinta procedencia.
- Informe sobre la implantación del Plan de Mejora en la central nuclear José Cabrera (Zorita).
- Informe sobre los criterios utilizados por el CSN para autorizar en su caso las reducciones de las plantillas de las centrales nucleares.
- Informe sobre las capacidades del organismo en emergencias nucleares y radiológicas.
- Informe sobre la aplicación del protocolo de vigilancia de materiales metálicos, desde la fecha de su firma en noviembre de 1999.
- Informe sobre el estado de implantación de los programas de mejora requeridos por el CSN a las centrales nucleares españolas que han renovado sus autorizaciones de explotación durante los años 1999 y 2000.
- Informe sobre los resultados de los programas de revisión de bases de diseño y actualización de los estudios de seguridad realizados en las centrales nucleares españolas.
- Informe sobre paradas automáticas y actuaciones de los sistemas de seguridad en las centrales

nucleares españolas durante 1999 y 2000 y sus implicaciones económicas y en seguridad.

- Informe sobre los procesos de organización integrada y conjunta de las centrales españolas y efectos de la reducción de plantillas que se está llevando a cabo en el sector.
- Informe sobre la oportunidad y posibilidades de incrementar las competencias y la autonomía del propio CSN.
- Informe sobre la implantación del Plan de Calidad del organismo.
- Informe sobre las actuaciones llevadas a cabo para potenciar las actividades de información y comunicación a los ciudadanos.

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.

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. A continuación se desglosa, en tanto por ciento, las preguntas parlamentarias realizadas en el año 2001, teniendo en cuenta aquellas que están asociadas a instalaciones (centrales nucleares, del ciclo del combustible nuclear y radiactivas) y las que no están asociadas a las mismas. Estas últimas representan preguntas generales sobre temas de gran importancia; tal es el caso de emergencias, residuos radiactivos, vigilancia radiológica ambiental y dosimetría personal. El número de solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno fueron 140 aproximadamente, 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. En la figura 10.1. se recogen en porcentaje 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.

De manera desglosada las preguntas relativas a centrales nucleares que suponen el 60,1% del total se recogen en la figura 10.2.

En cuanto a las preguntas genéricas no asociadas a instalaciones que suponen el 24,5% del total se pueden desglosar ver figura 10.3.

Como conclusión de este análisis se puede extraer que los temas relativos a centrales nucleares suponen un 60,1%, los relativos a instalaciones radiactivas, fundamentalmente médicas, suponen el 10,5%, y por su parte las instalaciones del ciclo de combustible nuclear suponen el 4,9%. Estas cifras indican el gran interés por el funcionamiento de las centrales nucleares frente a otro tipo de instalaciones.

A continuación se detalla, por temas, ese mismo interés:

- Centrales nucleares

Relativo a las centrales nucleares, el interés demostrado por congresistas y senadores se centró en: las inspecciones del CSN, los incidentes y las propuestas de sanción, catálogo de infracciones y sanciones, problemas de envejecimiento de materiales, programa de garantía de calidad, vertidos incontrolados, autorizaciones de prórroga de los permisos de explotación, factores organizativos, recursos humanos, licencias y formación, fallos humanos, licenciamiento del almacén de contenedores para el combustible irradiado, simuladores de alcance total de la sala de control, los simulacros de emergencia, impacto radiológico en el área de las centrales y protección radiológica de los trabajadores, etc.

- Instalaciones radiactivas

En cuanto a los temas relativos a las instalaciones radiactivas, el interés demostrado por los

Figura 10.1. Solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno

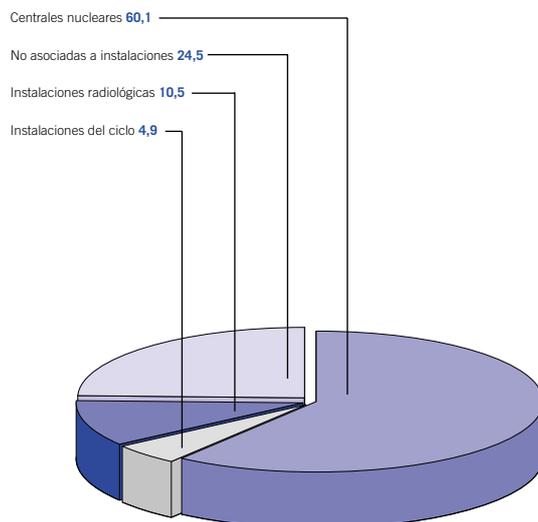


Figura 10.2. Preguntas parlamentarias sobre las centrales nucleares (60,1%)

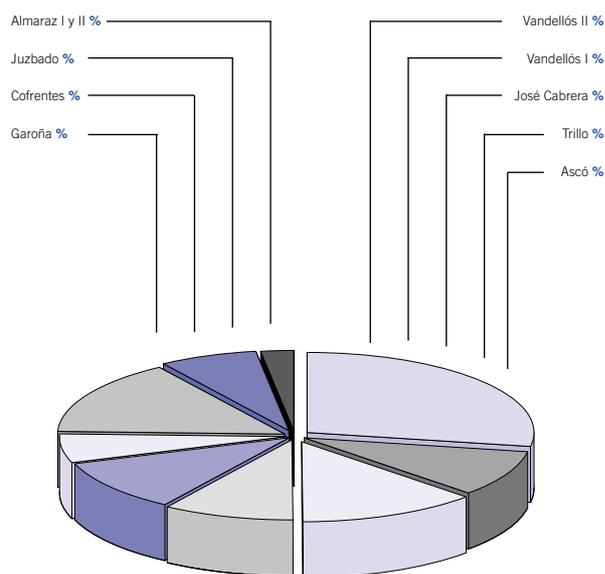
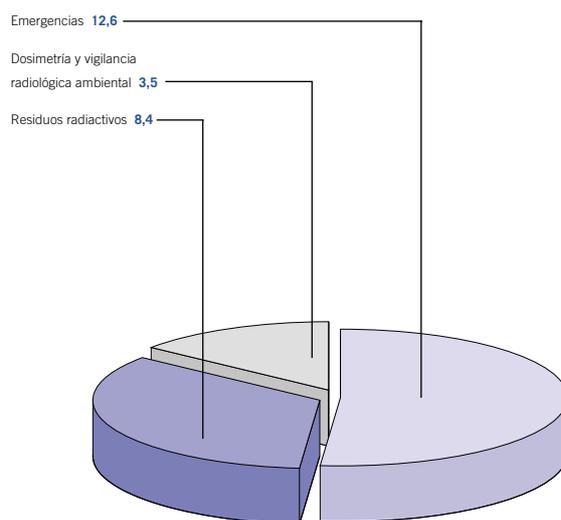


Figura 10.3. Preguntas genéricas no asociadas a instalaciones (24,5%)



congresistas y senadores se pueden resumir de la manera siguiente: Inspecciones realizadas por el CSN, elaboración del Censo Nacional de instalaciones de radioterapia, medicina nuclear y radiodiagnóstico, denuncias, incidentes, expedientes sancionadores, catálogo de infracciones y sanciones, dosimetría de los trabajadores, etc.

- Instalaciones del ciclo

Los temas más importantes relativos a este tipo de instalaciones que han sido objeto de preguntas parlamentarias son: contaminaciones, funcionamiento y emisiones.

- Emergencias

Modernización de la Salem por parte del CSN; protección exterior de las instalaciones; transferencia del Estado para cumplir con sus competencias en materia de emergencias, apoyos de otras instituciones al CSN para respuesta en emergencias, actualización y desarrollo de la normativa, red de alerta radiológica, información al público en materia de emergencias, etc.

- Residuos y materiales radiactivos

Medidas para eliminar el riesgo de los residuos radiactivos; detectores iónicos de humo; transporte material radiactivo; instrucciones referidas a la gestión de residuos nucleares de muy baja actividad, gestión del combustible gastado, etc.

- Vigilancia radiológica ambiental y dosimetría

Proceso de normalización de los procedimientos, resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental del año 2000, programa de intercomparación de medidas de vigilancia radiológica ambiental para instalaciones radiactivas, vigilancia radiológica ambiental asociada a diversas zonas del territorio nacional que se han visto afectadas por incidentes, jornadas sobre calidad en el control de la radiactividad

ambiental, y sobre el Banco Dosimétrico Nacional.

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. De entre el extenso número de informes remitidos a este ministerio cabe resaltar la emisión de los informes preceptivos sobre la solicitud de autorización de explotación de la central nuclear de Cofrentes, y central nuclear Ascó I y II y sobre las prórrogas de las autorizaciones relativas a la protección física de materiales nucleares para todas las instalaciones nucleares.

Dentro de los informes solicitados por el Ministerio de Economía al CSN durante el año 2001 cabe destacar los siguientes:

- Informe sobre la recuperación y custodia del uranio empobrecido del Boeing 747 de Avianca accidentado en Mejorada del Campo el 27 de noviembre de 1983.
- Informe sobre la propuesta de modificación puntual de las Leyes 15/1980, 14/1999 y 25/1964 (cuadro sancionador).
- Informe sobre la situación de los materiales residuales generados como consecuencia del suceso de Acerinox.

- Informe sobre datos de radiaciones en diversos puntos de la provincia de Cádiz.

Siguiendo con la colaboración con la Dirección General de Política Energética y Minas, se ha celebrado una reunión para analizar las posibles causas de las indisponibilidades en generación de energía eléctrica y buscar soluciones a las mismas.

A lo largo del año 2001, y en relación con el Real Decreto 158/1995 de *protección física de materiales e instalaciones nucleares*, el CSN ha colaborado con el Ministerio de Economía, a través de la Dirección General de Política Energética y Minas, en las reuniones del OIEA para establecer las bases de la futura revisión de la Convención Internacional sobre Protección Física de Materiales Nucleares y para redactar el texto de la nueva convención.

En el marco de las relaciones institucionales, la Dirección General de Política Energética y Minas celebró una reunión en la que participaron todas las instituciones implicadas en la gestión de la protección física de las instalaciones de riesgo, incluido el CSN.

Durante el año 2001, no 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. Se ha celebrado recientemente, el día 19 de enero de 2002, y la información sobre la misma se incorporará en el próximo informe anual.

Por otro lado, durante el año 2001, se ha mantenido una constante relación con el Ministerio de Economía, durante la redacción del Reglamento de *protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* (Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, BOE 178, de 26 de julio de 2001). A través de este Ministerio el CSN ha intervenido en la revisión de los comentarios al mismo de otros departa-

mentos ministeriales y organismos constitucionales, tal como el Consejo de Estado.

La comisión técnica de seguimiento del protocolo sobre vigilancia radiológica de las chatarras se ha reunido durante el año 2001 en tres ocasiones: dos ordinarias, los días 3 de marzo y 26 de septiembre, y una extraordinaria, el 20 de diciembre, para tratar el suceso de Siderúrgica Sevillana, S.A. A las reuniones 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) y los sindicatos Comisiones Obreras y la Unión General de Trabajadores.

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 abril de 2001.

Dentro del alcance de este convenio, en el año 2001, se ha continuado con las líneas de trabajo relativas a los planes de provinciales 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.

Por otro lado y dentro, también del marco de colaboración, cabe destacar la planificación conjunta del simulacro general del plan de emergencia nuclear de Cáceres (Penca), que tuvo alcance completo, esta planificación exigió una amplia dedicación por parte del CSN y del grupo radiológico, destacando, la colaboración en la preparación general del simulacro, la colaboración con la Subdelegación del Gobierno y la DGPC

Otro punto, que cubre el citado convenio es la información al público acerca de las medidas de protección radiológica y el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica. Durante el año 2001, el CSN ha participado 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.

También, dentro del convenio y durante el año 2001, 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.

Resulta interesante destacar que, el día 22 de mayo tuvo lugar un simulacro de emergencia internacional (JINEX 1), en el que participó activamente el CSN, como autoridad nacional competente por la aplicación de la Convención sobre Pronta Notificación del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) e informó del desarrollo del accidente y de sus consecuencias, a la Dirección General de Protección Civil y al Departamento de Infraestructura para el Seguimiento de

Situaciones de Crisis de Presidencia del Gobierno, al mismo tiempo que, informaba al OIEA y a la Comisión de la Unión Europea de los resultados obtenidos de la vigilancia radiológica del territorio nacional. En todas estas actividades ha intervenido el Área de Relaciones Institucionales.

En relación con el incidente de la pérdida de una fuente de cobalto-60 en la Acería redondo de Zumárraga (Guipúzcoa), se ha mantenido informados al Secretario de Seguridad del Ministerio del Interior, al Director General de Protección Civil, al Director de Infraestructuras y Seguimiento para Situaciones de Crisis, al Delegado del Gobierno del País Vasco, al Subdelegado del Gobierno en Guipúzcoa, al Director de Administración de Industria y Minas del Gobierno Vasco.

Por último, dentro de las relaciones institucionales con la Dirección General de Protección Civil y en este caso, además, con la Subdelegación del Gobierno de la provincia de Cádiz, el CSN emitió informes que recogían la información suministrada por panel regulador nuclear de la armada británica (CNNRP) y por el grupo de Operaciones de Vigilancia Radiológica (GOVRA) de la Armada Española, relativa al submarino nuclear Tireless hasta el día 12 de mayo que zarpó de Gibraltar.

10.1.3.3. Ministerio de Educación

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 2001 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 2001, se han venido desarrollando las actividades correspondientes a los objetivos de dicho convenio.

10.1.3.4. Ministerio de Sanidad y Consumo

En el año 2001 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 semestrales tienen como objetivo la homologación de criterios y prácticas en la protección radiológica en el ámbito del Estado. Durante el año 2001 dichas reuniones se celebraron los días 7 de febrero y 20 de noviembre. Los temas más importantes tratados en ellas fueron los siguientes:

- Cursos para auditores de unidades asistenciales de medicina nuclear.
- Cursos para la formación de auditores de las comunidades autónomas, de los Programas de Garantía de Calidad en Radioterapia.
- Recogida de los datos de las dosis recibidas por la población debido a exposiciones médicas, para ser remitidos a UNSCEAR.
- Formación de personal de las unidades asistenciales de radiodiagnóstico, medicina nuclear y radioterapia.
- Formación en protección radiológica en radiología intervencionista.

- Justificación del uso de las radiaciones ionizantes en el medio sanitario

- Tipificación laboral.

- Estado actual de sistemas sobre protección radiológica en exposiciones médicas.

10.1.3.5. Ministerio de Defensa

Durante el año 2001, 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 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 permanente 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.

A raíz de los atentados terroristas que tuvieron lugar en Estados Unidos el día 11 de septiembre de 2001, y la activación por parte del Gobierno español de su Gabinete de Seguimiento de Situaciones de Crisis, la noche del 11 al 12 de septiembre, en el CSN se activó la organización de emergencias necesaria para el seguimiento y evaluación de la información disponible. Las instrucciones remitidas, por el CSN, a las centrales nucleares para que reforzasen sus sistemas de vigilancia de protección física fueron comunicadas a la Dirección general de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía y al Departamento de Infraestructura y Seguimiento para situaciones de Crisis de Presidencia de Gobierno.(DISSC). Una explicación más detallada de este apartado se encuentra en el punto 7.4 del Informe Anual.

El día 30 de marzo de 2001, se activó la sala de emergencias del CSN y la organización de respuesta a emergencia, debido a la declaración de prealerta de emergencia de la central nuclear Santa María de Garoña, manteniendo en todo momento contacto con el centro de coordinación (Cecop) de la Subdelegación del Gobierno en Burgos, la Dirección General de Protección Civil y el Departamento de Infraestructura y Seguimiento para Situaciones de Crisis de Presidencia de Gobierno.(DISSC)

10.1.3.7. Ministerio de Fomento

A lo largo de 2001 el CSN participó en siete reuniones de las diferentes subcomisiones (terrestre, marítima y aérea) y de la comisión permanente para la coordinación del transporte de mercancías peligrosas. Asimismo se ha continuado la colaboración con la Dirección General de la Marina Mercante, formando parte del grupo de expertos y respondiendo a cuestionarios específicos recibidos en relación con el control de la recepción o el tránsito de materiales radiactivos en los puertos españoles.

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.

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.

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 infor-

mes 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.

En el pasado se observaron retrasos en las tramitaciones de los expedientes mencionados. Para mejorar este problema, el CSN arbitró vías de comunicación con las comunidades autónomas, ofreciendo, si fuera preciso, su asesoramiento y apoyo.

Aunque se han producido mejoras en los tiempos de tramitación, todavía subsisten algunos retrasos, sobre todo en lo relativo a expedientes de sanción.

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.

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.

Las actividades encomendadas a las comunidades autónomas son las siguientes:

- Evaluación técnica para el licenciamiento y control de instalaciones radiactivas:
 - Cataluña, Baleares, País Vasco y Canarias.
- Inspección de instalaciones radiactivas y transporte de material radiactivo:
 - Cataluña, Baleares, Valencia, Galicia, Navarra, País Vasco y Canarias.
- Vigilancia radiológica ambiental:
 - Cataluña, Baleares, Valencia, Galicia, Navarra, País Vasco y Canarias.
- Formación y licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas:
 - Cataluña y Baleares.

La comunidad autónoma de las Islas Baleares solicitó en octubre del 2001 al CSN la revisión del acuerdo de encomienda en funciones actualmente vigente para focalizar el ámbito del mismo a las actividades de inspección de instalaciones radiactivas y de los transportes de materiales radiactivos.

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 2001, 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 y Valencia.

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.

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, 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.

En el mes de noviembre de 2001, la junta directiva de AMAC visitó el CSN. La visita incluyó una reunión de trabajo con la presidenta del CSN en la que se trató de los objetivos generales de AMAC entre los que se encontraban una política de transparencia informativa y de participación de los municipios en la toma de decisiones; los planes de emergencia exteriores de las centrales nucleares y la política de residuos radiactivos en España.

En cuanto a las solicitudes de información que los ayuntamientos plantean, cabe destacar las siguientes:

Solicitud del ayuntamiento de Almonacid de Zorita (Guadalajara), en la reunión del comité de información de la central nuclear, que tuvo lugar el 26 de mayo de 2001, por la que se le remiten las instrucciones complementarias de permiso de explotación de la mencionada central nuclear.

Solicitud del ayuntamiento de Santaliestra y San Quilez (Huesca), del informe sobre las bases de diseño de la central nuclear Ascó, como información complementaria al proyecto de construcción de un embalse sobre el río Esera, en ese término municipal.

A solicitud del Grupo Municipal Socialista del ayuntamiento de Madrid, se elaboró y remitió un informe sobre la contaminación radiactiva dentro y en las inmediaciones del Ciemat.

A solicitud del ayuntamiento de Huelva, se elaboró y remitió un informe sobre Normalización del Centro de Recuperación de Inertes de las Marismas de Mendaña, Huelva.

Por parte de la Subdirección General de Protección Radiológica Ambiental de este Organismo se han mantenido reuniones con el alcalde de Alcalá de Guadaíra (Sevilla), para informar del suceso ocurrido en la factoría que la Empresa Siderúrgica Sevillana, S.A. tiene instalada en dicho municipio y con el presidente de la Mancomunidad de Servicios La Vega y Alcalde de Guillena (Sevilla), para informarle de la contaminación y restauración del vertedero de la mancomunidad como consecuencia de dicho suceso.

A raíz del suceso anterior ocurrido el día 7 de diciembre del 2001, el CSN ha mantenido informado a todas las instituciones y organismos pertinentes. Entre ellos cabe destacar la Dirección Gral. de Política Energética y Minas, Dirección Gral. de Protección Civil, el Gabinete de Crisis, los ayuntamientos de Alcalá de Guadaíra, Alcalá del Río, Mancomunidad de la Vega.

10.1.6. Empresas y organismos del sector

El CSN mantiene igualmente relaciones institucionales con entidades públicas y privadas relacionadas con su ámbito de competencia.

En abril de 2001 el CSN estableció un acuerdo con el Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas con objeto de disponer de la unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental de esta Institución, 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 que se requiera, en un plazo máximo de 24 horas desde su activación.

En agosto de este mismo año, el CSN firmó un contrato con la empresa Tecnatom que incluye la disponibilidad de un contador móvil de radiactividad corporal para medida de dosis interna de personas, como consecuencia de emergencia radiológica con posibilidad de desplazamiento a cualquier punto del territorio nacional que se requiera, en un plazo máximo de 48 horas desde su activación.

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 2001 se han llevado a cabo numerosas reuniones de dichos comités de enlace.

10.1.7. 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 medioambientalistas 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 2001 se remitieron comunicaciones e informes a las siguientes organizaciones:

- Organizaciones no gubernamentales ambientalistas: Ecologistas en Acción, Agaden, Greenpeace y Grupo Ecologista L'Escrucó.
- Comités de empresa
 - Coordinadora estatal de comités de empresa de centrales nucleares. El día 26 de junio de 2001, se llevó a cabo una reunión entre los representantes de la Coordinadora y del CSN, los principales temas tratados fueron: el volu-

men 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.

- 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)
- 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.
 - En este ámbito, el día 19 de enero tuvo lugar una reunión del CSN con representantes de la Sociedad Española de Protección Radiológica y de la Sociedad Española de Física Médica para la constitución de un Foro de trabajo sobre 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.

- El objetivo de este foro es facilitar un diálogo permanente entre el CSN y los profesionales, que favorezca la mejora de la seguridad y la protección radiológica en las instalaciones radiactivas del medio hospitalario y de la eficacia del funcionamiento de las mismas.

En esta primera reunión se identificaron temas técnicos de interés común sobre los que podrán constituirse grupos de trabajo conjuntos en los próximos meses.

10.1.8. 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, de 20 de marzo de 2001. En el año 2001 y del presupuesto que el CSN tiene para subvenciones, que ascendió a 131.020 euros, se gastaron 101.120,29 euros que supone el 77,18% del total. Que se utilizaron para financiar o cofinanciar proyectos de investigación con diferentes organismos y entidades nacionales; colaboraciones con diferentes universidades; congresos y conferencias etc., en los temas que a continuación se detallan:

- *Curso Práctico Internacional sobre Paleosismicidad dirigido, a jóvenes investigadores.* Este curso ha sido organizado por el Instituto Nazionale di Geofísica (Roma) y la Universidad de Barcelona (Departamento de Geodinámica y Geofísica).
- Realización de una tesina dentro del marco del Master en Ciencia, Tecnología y Sociedad. Fundación General de la Universidad Autónoma de Madrid.
- *El radón, un gas radiactivo de origen natural en su casa.* Se realizó este programa en la Universidad de Cantabria.
- Edición del libro *El juicio de expertos y su aplicación a cuestiones de seguridad.* Fundación para el Fomento de la Innovación Industrial, de la Universidad Politécnica de Madrid.
- Colaboración con la Sociedad Española de Protección Radiológica para la edición de la *Revista de radioprotección.*
- *Candidatura IRPA 11.* Preparación de la candidatura española para la celebración en Madrid del 11 Congreso Mundial de Protección Radiológica.
- *Manual de información sobre riesgo radiológico.* Publicado por la Sociedad Española de Protección Radiológica.
- *Energía Nuclear y Seguridad Integral.* Programa organizado por la Escuela de Prevención y Seguridad Integral de la Universidad Autónoma de Barcelona.
- *Desarrollo de procedimientos de muestreo en matrices de interés en el campo de la medida de la radiactividad ambiental que sirvan de base para la elaboración de normas UNE.* Programa realizado por la Universidad del País Vasco.
- *Desarrollo de procedimientos de patrones para la calibración de los instrumentos utilizados en los laboratorios de medidas radiactivas ambientales.* Programa realizado por la Universidad del País Vasco.
- *Elaboración de procedimientos normalizados para los distintos tipos de análisis requeridos en sus programas de vigilancia radiológica.* Programa realizado por la Universidad de Valencia.

- *VIII Congreso nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica.*
- *Curso sobre efectos biológicos de las radiaciones ionizantes. Tendencias actuales en radiobiología.* Realizado por la Sociedad Española de Protección Radiológica.
- *Seminario sobre centrales nucleares y protección radiológica.* Programa realizado por la Universidad de Extremadura.
- *IV Congreso nacional de la Federación de Sociedades Españolas de Oncología.*
- *V Congreso nacional de Medio Ambiente.* Realizado por el Colegio de Físicos que analiza la situación y problemática medioambiental española.
- *Fundamentos y capacidades del código termohidráulico consolidado de la USNRC.* Seminario organizado por la Fundación para el Fomento de la Innovación Industrial de la Universidad Politécnica de Madrid.
- *Congreso internacional de industria, minería y metalurgia.* Realizado por el Colegio Superior de Ingenieros de Minas.
- *Verificación experimental de la dosimetría a pacientes por termoluminiscencia en un servicio de radioterapia. Estudio de viabilidad y niveles de actuación.* Trabajo realizado en el Hospital Universitario de La FE de Valencia.
- *XI Congreso de la Asociación Española de Radioterapia Oncológica.*
- *Conferencia Internacional sobre Protección Radiológica y Radiología Intervencionista, Medicina Nuclear y Radioterapia.* Realizada por la Universidad de Málaga.

10.2. Relaciones internacionales

10.2.1. Aspectos generales

Las relaciones internacionales del CSN se desarrollan, fundamentalmente, en los planos bilateral y multilateral, teniendo especial entidad las desarrolladas en el seno de la Unión Europea.

Además, el Consejo ha tenido una participación muy activa en las asociaciones de reguladores como WENRA, el Foro de Reguladores Iberoamericanos o INRA.

La figura 10.4 y la tabla 10.1 muestran la participación del CSN en organismos internacionales y las relaciones bilaterales respectivamente.

De acuerdo con la Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, sus funciones, 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 Consejo por la Ley.

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 multinacionales, 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.

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 Económicos (NEA/OCDE) es una actividad institucional primordial. Los temas tratados durante estas reuniones multilaterales y sus conclusiones permiten tomar una serie de decisiones estratégicas comunes para mejorar aspectos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos en los países miembros. Además, permiten aunar esfuerzos para resolver problemas técnicos en terceros países a través de los programas de cooperación.

Figura 10.4. Participación del CSN en Organismos Internacionales

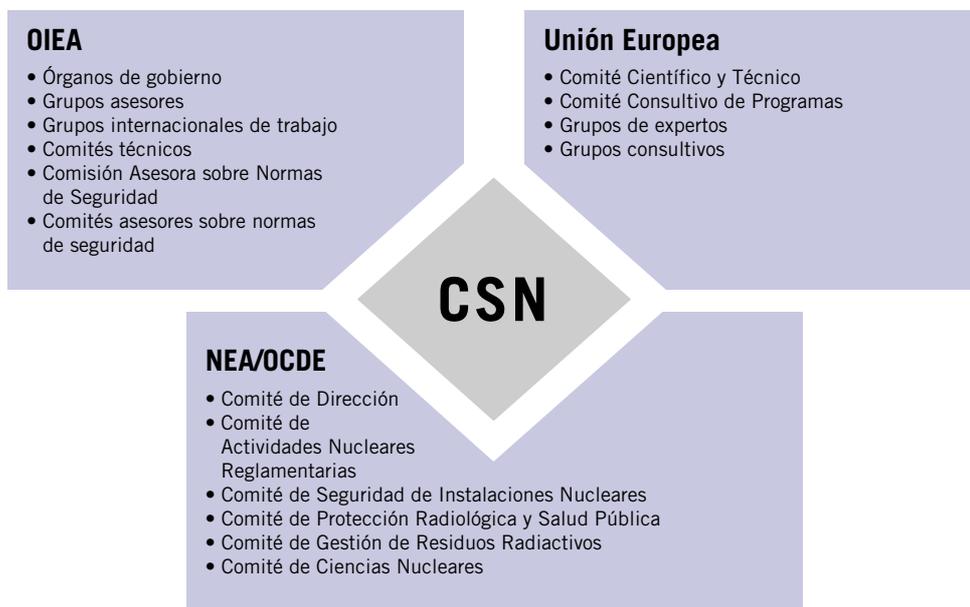


Tabla 10.1. Relaciones bilaterales del CSN

País	Organismo
Alemania	Ministerio del Medio Ambiente, BMU
Argentina	Autoridad Regulatoria Nuclear, ARN
Brasil	Comisión Nacional de Energía Nuclear, CNEN
Canadá	Organismo de Control de la Energía Atómica, AECC
Colombia	Instituto de Ciencias Nucleares de Colombia, ICN
Corea	Instituto de Seguridad Nuclear de Corea, KINS
Cuba	Centro Nacional de Seguridad Nuclear, CNSN
China	Administración Nacional de Seguridad Nuclear, NNSA
Estados Unidos	Comisión Reguladora Nuclear, NRC
Francia	Dirección de Seguridad de las Instalaciones Nucleares, DSIN Instituto de Protección y Seguridad Nuclear, IPSN
Italia	Agencia Nacional para la Protección del Medio Ambiente, ANPA
México	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, CNSNS
Paraguay	Comisión Nacional de Energía Atómica, CNEA
Perú	Instituto Peruano de Energía Nuclear, IPEN
Portugal	Dirección General de Medio Ambiente, DGMA
Reino Unido	Inspectorado de Instalaciones Nucleares, HSE/NII Consejo Nacional de Protección Radiológica, NRPB
Rusia	Organismo Federal de Rusia para la Seguridad Nuclear y Radiológica, GAN
Suecia	Inspectorado Sueco de Centrales Nucleares, SKI Inspectorado Sueco de Protección Radiológica, SSI
Ucrania	Administración Estatal de Regulación Nuclear, SNRA

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 ha establecido este tipo de contactos directos para activar sus relaciones con los países cuya tecnología viene siendo empleada en las centrales nucleares españolas (Alemania y Estados Unidos); 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 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 a las relaciones multilaterales, el CSN ha promovido la creación fuera del marco multilateral de tres asociaciones con 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 en organismos internacionales aparece reflejada en la figura 10.4.

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 a otros 51 países y Euratom. La primera reunión de examen, de acuerdo con el capítulo 3 de la Convención, se celebró en Viena en abril de 1999. El CSN, como único organismo competente en seguridad nuclear, representó a España en dicha Convención, tanto en lo que se refiere a la elaboración del informe nacional como en la participación en las reuniones de las partes. De acuerdo con el artículo 21, la segunda reunión de examen se ha programado también en Viena para abril de 2002. España presidirá el Grupo 6.

En las reuniones de examen todos los países que son parte de la Convención realizan una revisión de los informes nacionales requeridos por el artículo 5. España presentó el primer informe nacional en septiembre de 1998. Una actualización de dicho informe se presentó en octubre de 2001, en la que se hacía hincapié en las preguntas de la Convención. Dicho informe será objeto de revisión por los países interesados, que remitirán sus comentarios y preguntas antes del 15 de febrero de 2002. El 17 de abril de 2002 el informe de España, que pertenece al Grupo 2, y las respuestas a las preguntas recibidas se someterán al proceso de revisión previsto en la Convención.

España está revisando 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, ha decidido revisar los Informes Nacionales de los Estados Unidos y de Alemania.

10.2.2.2. OIEA

Las actividades del OIEA tienen como objetivo fomentar un alto nivel de seguridad en las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear de los países miembros.

Resultados destacables de iniciativas 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.

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 45ª sesión de la Conferencia General del OIEA tuvo lugar en Viena del 17 al 21 de septiembre, con la participación de delegados de los 132 países miembros. La delegación del CSN estuvo encabezada por su presidenta María Teresa Estevan Bolea.

Durante dicha reunión, además de revisar las actuaciones del año 2000 y de aprobar los proyectos del 2001, se decidió reforzar los pilares de trabajo de la Agencia, relativos a la verificación nuclear, la seguridad y la tecnología, fomentar las

actividades relacionadas con las ciencias y las aplicaciones nucleares y aumentar la cooperación internacional y técnica del organismo.

Además, se adoptó una resolución que enfatiza la importancia de la protección física de los materiales nucleares para evitar los usos ilegales y el sabotaje.

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), de la que es miembro el vicepresidente del Consejo José Ángel Azuara, gestiona los diferentes grupos de trabajo en relación con las normas de seguridad nuclear, protección radiológica, gestión de residuos y transporte de material radiactivo.

El CSN participa activamente en los siguientes grupos de trabajo: el Comité de Normas de Seguridad Nuclear (NUSSC); el Comité de Normas de Protección Radiológica (RASSC); el Comité de Normas de Seguridad en el Transporte (TRANSSC) y el Comité de Normas de Seguridad para la Gestión de Desechos (WASSC).

Misiones internacionales

En enero de 2001 un técnico del CSN participó, a petición del OIEA, como experto en una misión IRRT (International Regulatory Review Team) para evaluar al organismo regulador de Méjico.

Asistencia a países de Asia

En noviembre se celebró en Viena la reunión del comité de dirección del Programa Extrapresupuestario sobre la Seguridad Nuclear en países del

Sudeste de Asia, Pacífico y del Lejano Oriente, en la que el CSN participa como contribuyente a la financiación del programa. En el año 2001, un técnico del CSN participó en el Grupo Internacional de Evaluación de Reguladores (IRRT) en Tailandia.

Cursos y becarios

El CSN colabora acogiendo becarios y visitas científicas de otros países. En 2001, el CSN acogió a dos becarios de Cuba, dos de Brasil, dos de México y una visita científica de Bielorrusia, que estuvieron trabajando en temas de garantía de calidad y licenciamiento e inspección de centrales nucleares, competencias reguladoras en la gestión de los residuos radiactivos y control e inspección de instalaciones radiactivas.

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, proyectos de vanguardia a largo plazo como INPRO, etc.

10.2.2.3. Unión Europea

Las relaciones multilaterales dentro del seno de la Unión Europea constituyen sin lugar a duda 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 muy destacable de esta cooperación, es la asistencia a los países del este de Europa, mediante los programas TACIS y PHARE, coordinados en las reuniones del Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG) y del Grupo de Concertación Europea (CONCERT).

El CSN continúa, asimismo, 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 ha sido 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 pertenecientes al V Programa Marco de Euratom ha estado motivada por la mejora de los conocimientos de sus técnicos y la mejora de retornos. Pero la descripción detallada de participaciones y objetivos pertenece al apartado de I+D de este informe.

El CSN también, a través de sus técnicos, ha trabajado activamente en la gestión del próximo VI Programa Marco de Euratom. En la próxima puesta en marcha de este programa, que cubrirá el periodo 2002-2006, el CSN ha contribuido en la elaboración de los documentos de reflexión que lo nutren. Entre los retos que afronta 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 prioritarias de fusión termonuclear, tratamiento y eliminación de residuos, protección radiológica, actividades en tecnología nuclear y seguridad y actividades de los laboratorios pertenecientes a la red Joint Research Centers de la UE.

El área de seguridad nuclear continúa 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 será importante 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. Todo ello teniendo siempre presente la investigación sobre medidas para la seguridad de las instalaciones nucleares existentes.

Grupo de Cuestiones Atómicas (GCA)

Durante el año 2001 ha finalizado el informe de evaluación del grupo *ad hoc* Working Party on Nuclear Safety (WPNS) perteneciente al GCA, el cual, realizado bajo la Presidencia de Suecia, contiene las recomendaciones que sobre la seguridad nuclear deben verificar 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, cuya actividad continuará en 2002, está constituido por especialistas en seguridad nuclear de los países miembros de la Unión Europea. El informe final de evaluación se aprobó el 23 de mayo. Incluye recomendaciones generales y específicas para cada país candidato, tanto para temas de centrales nucleares como de otros tipos de instalaciones nucleares. Ya en el año 2002, durante la Presidencia de España de la Unión Europea, el CSN presidirá dicho WPNS, con el objetivo de realizar la revisión en profundidad de dicha evaluación de la seguridad. Tras ello vendrá la fase de monitorización, en la cual se verificarán todas las recomendaciones que por su programación en el tiempo queden por implantar, que serán explicadas en el siguiente informe 2002.

El Consejo nombró un representante que participó en reuniones del WPNS, coordinando los estudios relativos a Eslovenia, Hungría y Lituania.

Grupo de Concertación Europea (CONCERT)

El CONCERT reagrupa 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 se reúnen dos veces al año.

Hasta el mes de junio el grupo fue presidido por el entonces vicepresidente del CSN, Anibal Martín, quien en la reunión del 15 y 16 de febrero se refirió a la consolidación del grupo como único foro de reguladores europeos donde están presentes delegaciones de los países de Europa del este y de la antigua Unión Soviética. En dicha reunión se trataron asuntos tales como las perspectivas de trabajo de los expertos nucleares en los países, la situación del programa nuclear, las universidades disponibles con especialidades en ciencias nucleares e ingeniería, 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 RAMG fue creado por el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG) para llevar a cabo programas de asistencia a las autoridades de seguridad nuclear de los países del centro y este de Europa y de la Comunidad de Estados Independientes, en temas de regulación, subvencionados por la Unión Europea.

El CSN participa en las reuniones del RAMG y en los programas de asistencia a Rusia y Ucrania.

El 30 de noviembre tuvo lugar en Bruselas la reunión del RAMG para estudiar las futuras actividades del grupo dentro del proyecto PHARE de asistencia a los países candidatos a la ampliación. Asimismo se debatió el nuevo papel del RAMG

ante el cambio de asignación de actividades dentro de la Comisión Europea, dado que ahora, la asistencia en temas de seguridad nuclear es coordinada para los países candidatos por la DG-Ampliación y para los países de la Ex-Unión Soviética, por la DG-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, destacando el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG) que reúne a los reguladores de la Unión Europea y a los de algunos países candidatos a la ampliación.

10.2.2.4. NEA/OCDE

El principal objetivo de la NEA/OCDE es el de promover la cooperación entre países miembros para el desarrollo de la energía nuclear como fuente fidedigna de energía, aceptable desde un punto de vista económico y medioambiental.

Sus actividades principales engloban temas de legislación nuclear, regulación, seguridad nuclear, protección radiológica, gestión de residuos e investigación y desarrollo.

Comité de Dirección

El Comité de Dirección, que se reúne dos veces al año, es el órgano de gobierno de la NEA.

Durante los días 3 y 4 de mayo tuvo lugar la reunión número 102 de la NEA, en París. De los puntos de la agenda destacaron los referentes al papel de la NEA respecto a la iniciativa llamada "Generación IV", dada la experiencia de la agencia en coordinar esfuerzos internacionales en proyectos conjuntos de investigación, que será su papel en la fase de investigación y desarrollo, la edición de un libro de referencia sobre energía nuclear y una propuesta de ampliar el enfoque de la NEA sobre la energía nuclear y la sociedad civil, que será el tema del próximo debate de estrategia. En todos

los casos hubo un apoyo mayoritario a las propuestas del Secretariado de la NEA.

Se debatió también sobre infraestructuras y mantenimiento de la competencia en el campo de la energía nuclear. El debate se centró sobre todo en el papel de los gobiernos, la importancia de la cooperación internacional en este asunto, los problemas de incorporación de las nuevas generaciones al sector y el papel de los proyectos de investigación en este sentido, aun en los casos, como en Alemania, en que se ha decidido desmantelar las centrales. Se vio la necesidad de que esta materia fuera una constante en las actividades de la NEA.

Durante la reunión de octubre de 2001, se aprobó el programa de trabajo y el presupuesto para el año 2002. Se decidió también enviar una misión a Eslovaquia para recopilar información sobre la política y los programas del organismo regulador con vistas a su incorporación a la NEA. Se concedió asimismo el estatuto de observador a Eslovenia.

Los Estados Unidos presentaron durante esta segunda reunión de 2001 su nueva política energética que concluyó con un debate general sobre la energía nuclear y la sociedad civil.

Comités y grupos de trabajo

El CSN continúa 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).

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 Masca sobre accidentes seve-

ros, Halden de materiales, Halden Hombre-Máquina, Halden combustible, proyecto CABRI sobre el comportamiento del combustible de alto quemado, proyecto OLHF sobre la rotura del fondo de la vasija del reactor, proyecto CSARP, sobre códigos de accidentes severos, proyecto de investigación con el Organismo Regulador de Estados Unidos (NRC) para intercambio de información en materias de nuestras competencias, etc.

10.2.3. Relaciones bilaterales

El CSN tiene suscritos acuerdos, protocolos o convenios con organismos que desempeñan funciones similares en 19 países.

Estos acuerdos son sin duda una práctica muy útil para el intercambio de información y prácticas reguladoras. Se establece con ello una cooperación permanente y enriquecedora sobre conocimientos y experiencias en los campos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos.

Este año se han firmado acuerdos bilaterales con Brasil y Perú y se renovó el de la DSIN (Francia).

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.

Durante los días 24 y 25 de mayo se celebró en la sede del CSN una reunión bilateral con el director general de Seguridad Nuclear del Ministerio de Medio Ambiente (BMU) de Alemania, Wolfgang Renneberg. En dicho encuentro se acordó mantener reuniones específicas sobre la evolución de los estudios de APS en Trillo y centrales alemanas, sobre los resultados obtenidos en las revisiones periódicas de seguridad y programa AEOS, e

intercambiar información sobre el licenciamiento de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible irradiado.

10.2.3.2. República de Argentina

A raíz de la celebración de la VI reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares, el presidente y una consejera de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) realizaron una visita a la central nuclear de Trillo.

10.2.3.3. Reino de Bélgica

El coordinador de emergencias y responsable de la política de información de la Asociación Vinçotte Nucléaire (AVN) de Bélgica, visitó el CSN en julio de este año. El objetivo principal de esta visita era estudiar la construcción, puesta en marcha y funcionamiento del Centro de Información del CSN, modelo que emplearán para el suyo.

10.2.3.4. República Federativa de Brasil

Previo a la firma del acuerdo bilateral, los técnicos de la Comissao Nacional de Energia Nuclear (CNEN) mantuvieron una reunión del 2 al 5 de abril con los del CSN para tratar asuntos relativos al licenciamiento y control de la operación de Angra y Trillo, y al licenciamiento de actividades de protección radiológica y gestión de residuos radiactivos. Se realizaron visitas al Ciemat, Almaraz y el Cabril.

Los temas de interés común se reflejaron en el acuerdo de cooperación técnica bilateral firmado en Viena el 18 de septiembre entre los organismos reguladores de los dos países, que se desarrollará en áreas de seguridad nuclear y de protección radiológica.

10.2.3.5. República de Cuba

Con ocasión de la celebración de la VI reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares los días 2 a 5 de abril, se mantuvo una reunión bilateral con el director del Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Los asuntos contemplados

para el programa de este año están relacionados con el licenciamiento y control de instalaciones radiactivas y con el licenciamiento de actividades de gestión de fuentes radiactivas y de desechos. También asistieron a la Conferencia Internacional de Protección al Paciente.

10.2.3.6. República Popular China

En el mes de septiembre varios expertos de la Organización Nacional de Seguridad Nuclear de China (NNSA), convocados por Enresa, visitaron la sede del CSN interesados en la política española de almacenamiento de residuos radiactivos.

10.2.3.7. Estados Unidos de América

Este acuerdo es uno de los más útiles, ya que gran parte de las centrales nucleares españolas emplea tecnología desarrollada en los Estados Unidos. El intercambio de información es muy intenso, teniendo lugar durante el año 2001 numerosas reuniones técnicas de trabajo.

El 2 de abril de 2001, el CSN firmó un acuerdo sobre aplicaciones y mantenimiento de códigos termohidráulicos (CAMP) con la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (USNRC).

Del 24 al 27 de octubre, el presidente de la NRC, Richard A. Meserve visitó el CSN y participó en la reunión de la Sociedad Nuclear Española que se celebró en Valencia. Entre otras cuestiones, explicó las medidas tomadas por su organismo en relación con los ataques terroristas del 11 de septiembre en Estados Unidos e intercambió opiniones sobre el almacén permanente de residuos de alta actividad y sobre las nuevas prácticas de la NRC.

10.2.3.8. República de Francia

Existen dos acuerdos de colaboración con Francia, uno con la Dirección de Seguridad de Instalaciones Nucleares, DSIN, y otro con el Instituto de Protección y Seguridad Nuclear, IPSN.

Dentro del marco del acuerdo bilateral con el organismo regulador de Francia (DSIN), se celebró durante los días 6 y 7 de junio en Bourgueil (Francia) la reunión bilateral 2001. La agenda de la reunión se centró fundamentalmente en la experiencia obtenida por el CSN con la reciente reestructuración organizativa, ya que la DSIN tiene previsto incorporar las responsabilidades de protección radiológica y estaba muy interesada en la experiencia del CSN. La reunión incluyó también la visita a la central nuclear de Chinon, que tiene siete reactores nucleares, tres del tipo GCR, en proceso de clausura, y cuatro del tipo PWR en operación. También se visitaron las instalaciones de Indra, empresa especializada en la intervención en escenarios de contaminación radiactiva. Por parte del CSN participaron el presidente, secretario general, directores de seguridad nuclear y protección radiológica y el área de relaciones internacionales del gabinete técnico de presidencia.

También dentro del marco del acuerdo bilateral, se han realizado dos actividades de intercambio de experiencias reguladoras. Cuatro técnicos franceses han visitado la Salem, y mantenido durante los días 25 y 26 de abril reuniones con representantes del CSN sobre las prácticas y medios en situaciones de emergencia. Uno de los técnicos franceses participó como observador en el simulacro realizado en la central de Cofrentes durante la madrugada del día 25. Dos técnicos del CSN le devolvieron la visita en noviembre participando en un simulacro en una central francesa.

Adicionalmente, durante la semana del 23 de abril, un técnico de la DSIN ha participado en la inspección decenal que realiza la DSIN en la central nuclear de Golfech.

Asimismo, un técnico del CSN trabajó durante nueve meses en la sede de la DSIN en París, participando en inspecciones con la Subdirección de Reactores Nucleares, la Subdirección de Residuos y la División Regional de Rhône-Alpes; en un

simulacro de emergencias y en seminarios y conferencias de la Autoridad de Seguridad Francesa. Fue líder en una inspección en Bélgica y otra en Francia.

10.2.3.9. República de Italia

En el mes de febrero, técnicos de la Agencia Nacional para la Protección del Medio Ambiente (ANPA) visitaron la sede del Consejo para definir las áreas de interés común en cuanto al almacenamiento de residuos.

10.2.3.10. Estados Unidos Mexicanos

A raíz de la celebración de la VI reunión del Foro Iberoamericano de Reguladores Nucleares, se mantuvo una reunión bilateral con el director general y el director de Seguridad Nuclear de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS). Los puntos de interés común se refieren al licenciamiento y control de las operaciones de Laguna Verde y Cofrentes y al licenciamiento de actividades de gestión de residuos radiactivos. Realizaron visitas a las centrales nucleares de Trillo y Cofrentes.

Igualmente, el director de la CNSNS participó en el simulacro de emergencia provincial organizado en Cáceres en el mes de noviembre.

10.2.3.11. República del Perú

En abril de 2001, un técnico del IPEN visitó el CSN para reiterar el interés de su país en firmar un acuerdo bilateral con España. Como resultado de sus gestiones, el 18 de septiembre de 2001 el CSN firmó en Viena un acuerdo técnico de cooperación con el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) en materia de protección radiológica.

10.2.3.12. República Portuguesa

A invitación del presidente del CSN, el nuevo director general de Medio Ambiente de Portugal, Sr. Gonçalves, visitó el 5 de febrero el CSN para revitalizar las relaciones bilaterales previstas en el

acuerdo de cooperación y que, por motivos de reorganización en el lado portugués, se habían interrumpido desde 1999. Se retomaron algunas cuestiones del acuerdo y se propuso celebrar la reunión bilateral dentro del primer semestre del presente año en España.

10.2.3.13. Reino Unido

El director del National Radiological Protection Board (NRPB) del Reino Unido y presidente de la International Commission on Radiological Protection (ICRP), Profesor Roger Clarke, visitó el CSN y expuso la evolución del sistema de protección radiológica y su última propuesta para iniciar el desarrollo de unas nuevas recomendaciones de la Comisión Europea.

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).

Del 1 al 2 de marzo se celebró en Londres una reunión de INRA a la que asistió una delegación del CSN encabezada por su presidente. La reunión se inició con las novedades de cada uno de los países, entre las que cabe destacar la exposición de los cambios organizativos de los organis-

mos reguladores de Francia, Japón y España, el próximo arranque de las centrales de Ontario Hydro en Canadá, el impacto de la crisis de California en temas de regulación a largo plazo en EEUU, y los estudios llevados a cabo en Suecia para determinar el emplazamiento de almacenamientos definitivos.

Durante la reunión se aprobó el documento de los conceptos básicos de la regulación y se discutieron los retos que puede plantear un nuevo programa de centrales nucleares. Finalmente se acordó la creación de dos grupos de expertos, uno de los cuales ocupado en informar sobre metodologías para analizar el impacto de la organización del explotador en la seguridad nuclear y otro para coordinar la estrategia para la Convención de Seguridad Nuclear.

La segunda reunión tuvo lugar entre el 24 y 25 de septiembre, en Cumbria (Reino Unido) adonde no asistieron las representaciones de Estados Unidos y de Canadá debido al atentado terrorista en Nueva York.

La seguridad en las centrales nucleares y el terrorismo fue sin duda la cuestión más debatida durante toda la reunión. El señor Axelsson, director de la Autoridad Sueca de Aviación Civil, realizó una presentación sobre la armonización y las ventajas de la comunicación entre organismos de distintos países para evitar atentados terroristas. La señora Melin, presidenta del organismo regulador sueco fue elegida nueva presidenta de INRA por 12 meses. La reunión finalizó con una visita a las instalaciones de Sellafield y Calder Hall.

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 y Suecia.

Durante los días 15 y 16 de marzo se celebró una reunión de WENRA, a la que asistió una delegación del CSN encabezada por su entonces presidente. Entre los asuntos que se trataron destacan el informe solicitado por la Dirección General de Energía de la Comisión sobre los criterios utilizados por WENRA en su valoración de la situación de la seguridad nuclear en los países candidatos a la ampliación de la Unión Europea, y las actividades internas de armonización en la regulación de centrales nucleares y de la gestión de residuos radiactivos. También se desarrollaron actividades dentro del Grupo de Cuestiones Atómicas para aprobar las conclusiones del informe WENRA y las actividades futuras relacionadas con dicho informe.

En la reunión de Roma, del 22 al 23 de noviembre, se discutió la situación de los programas RAMG de asistencia al organismo regulador y TSOG de asistencia a las instituciones de soporte técnico. Se decidió que una delegación de WENRA se entrevistase con la Comisión Europea para desbloquear la situación. Se debatió también sobre la armonización en la gestión de los residuos. Se determinó que el grupo de expertos continuase con sus labores de acuerdo con el mandato inicial.

En cuanto a las actividades del grupo de armonización de requisitos y prácticas reguladoras, se pidió al grupo de expertos que realizase una propuesta con una lista completa de los tópicos a analizar para garantizar la armonización de los países WENRA en seguridad nuclear. Además, se comprometieron a adoptar a medio plazo todos los requisitos armonizados.

El señor Lacoste, presidente de DSIN (Francia) fue ratificado por un año más como presidente del grupo WENRA.

El CSN participa en los grupos de trabajo de WENRA:

- Grupo de trabajo sobre armonización del proceso regulador. Este grupo celebró dos reuniones a lo largo de 2001 para definir los requisitos que conformen una política de seguridad nuclear común para los Estados miembros de la Unión Europea.
- Grupo de trabajo sobre armonización de requisitos y prácticas reguladoras en materia de gestión de residuos. En septiembre se celebró una reunión de este grupo en Madrid.

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.

La VI reunión tuvo lugar en Madrid, en la sede del CSN, los días 26 y 27 de marzo. Los principales temas debatidos fueron:

- La importancia de la dependencia efectiva del organismo regulador, tanto desde el punto de vista práctico como de su soporte legal, y el papel clave que se le está asignando en las misiones IRRT. Se discutieron en detalle las lecciones aprendidas en la misión IRRT al organismo regulador mejicano (CNSNS).
- Se debatió el papel del organismo regulador en la respuesta ante emergencias radiológicas.
- Se debatieron las prácticas reguladoras y de licenciamiento de instalaciones de almacenamiento de residuos.
- Se decidió celebrar una reunión en Argentina en el mes de mayo para compartir los informes nacionales que fueron presentados en octubre en la Convención sobre Seguridad Nuclear. En dicha reunión se propusieron los candidatos de

los países iberoamericanos para los puestos previstos en la Convención.

- Se acordó continuar con la revisión de la traducción de normas del OIEA y con el proyecto de definir un glosario de términos españoles sobre seguridad nuclear y protección radiológica que incorpore las diferentes versiones de los términos utilizadas en los países del Foro.

10.2.5. Otras actividades

A raíz de los atentados que tuvieron lugar en Estados Unidos el 11 de septiembre, 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

El CSN es consciente de la sensibilidad que despiertan en la sociedad las cuestiones relacionadas con la radiactividad y sus usos y considera que es muy necesario que la opinión pública disponga de información veraz y objetiva sobre las actividades desarrolladas en el país en este ámbito. De hecho, la información y la comunicación públicas forman parte de los objetivos estratégicos definidos por el CSN en su *Plan de orientación estratégica*.

Las actividades incluidas en el programa de comunicación pretenden, en líneas generales, incrementar el acercamiento del CSN al público y a los medios de comunicación y están centradas en:

- Difundir las actuaciones de la institución.
- Promover su presencia en foros cercanos a la población.
- Incrementar la credibilidad del organismo como punto de referencia en cuestiones de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Situarse al alcance de la sociedad para dar respuesta a la información que ésta requiera.

- Contribuir a la formación de los ciudadanos sobre las materias de su competencia.

11.1.2. Áreas de trabajo

Para lograr dichos objetivos, el CSN cuenta con un departamento de Información y Comunicación que forma parte del Gabinete Técnico de la Presidencia.

Las áreas de trabajo se relacionan a continuación:

- Relaciones con los medios de comunicación y otras consultas. El CSN mantiene un permanente contacto con los medios de comunicación y la población para informar sobre sus actividades y para atender a las solicitudes planteadas.
- Centro de información al público. Desde octubre de 1998 el CSN mantiene abierto al público un centro de información que recibe diariamente visitas de diferentes colectivos.
- Edición de publicaciones. Se desarrolla anualmente un programa editorial en el que se incluyen obras de carácter técnico y divulgativo.
- Servicio de información en Internet. Disponible en la dirección www.csn.es, se trata de un servicio que permite consultar información sobre asuntos de seguridad nuclear y protección radiológica y sobre actividades del CSN.
- Otras actividades. El CSN participa en conferencias, congresos, seminarios y exposiciones, entre otras actividades.

11.2. Información a los medios de comunicación y otras consultas

Desde el departamento de prensa del CSN, se aúnan esfuerzos para mantener una relación continua y fluida con los medios de comunicación a través de los cuales, se informa a la opinión pública

de sus actividades y de los aspectos relacionados con las materias de su competencia.

El Consejo atiende todas las demandas de información que recibe, que en la mayoría de los casos, se centran en sucesos concretos. Además de estas demandas de información puntuales, el CSN desarrolla una política activa de comunicación: coordina la presencia de su personal técnico en entrevistas, coloquios, etcétera; difunde notas informativas; celebra ruedas de prensa; organiza jornadas y envía a los medios las publicaciones de interés.

A continuación se mencionan algunas de las actividades que generaron las mayores demandas de información por parte de los medios de comunicación:

- Uranio y plutonio en los Balcanes:

A principios de año varios medios de comunicación así como particulares, se dirigieron al Consejo solicitando información sobre el uranio empobrecido y sus posibles efectos sobre la salud. Dadas las peculiares características del tema, se les envió documentación, se concedieron varias entrevistas y se les remitió al Ministerio de Defensa para cualquier aclaración o valoración sobre su uso en la guerra de los Balcanes.

- Tireless:

Durante el primer trimestre del año, el submarino británico, anclado en el puerto de Gibraltar para su reparación, volvió a acaparar buena parte de la atención de los medios de comunicación. El conato de incendio en el submarino, la presencia un técnico del Consejo en la prueba hidrostática del sumergible, la verificación de que la avería se había reparado con éxito, el posterior arranque del reactor y finalmente la marcha del mismo, ha supuesto un continuo goteo de peticiones de información. Durante los días 16 y 17 de abril, las principales emisoras de radio, las agencias, los periódicos y televisiones, tuvieron la oportunidad

de tomar declaraciones al técnico español presente en la prueba hidrostática.

- 11 de septiembre:

Sin lugar a dudas uno de los temas que ha suscitado más demanda de información por parte de los medios de comunicación y la población en general, ha sido la seguridad de las centrales nucleares a raíz de los atentados del 11 de septiembre en Estados Unidos. Este incidente propagó el miedo y avivó el debate por temor a un posible ataque a una instalación nuclear. Las preguntas más frecuentes en este tema fueron: si estaban preparadas las centrales para este tipo de ataques, qué medidas de seguridad adicionales se les había pedido a las centrales, qué medidas había adoptado el CSN, etc.

Para más información sobre las reuniones nacionales o internacionales mantenidas en relación a estos hechos, consultar el apartado 7.4 de este informe.

- Centrales:

En lo referente a las centrales nucleares, las demandas de información estuvieron relacionadas con los incidentes producidos en las mismas y los comentarios vertidos por distintas organizaciones: Zorita acaparó la atención con motivo del plan de mejoras de la central, así como por exenciones de algunas especificaciones técnicas de funcionamiento de las centrales de Cofrentes y Ascó centraron las noticias en la renovación de sus permisos de explotación y Vandellós II y Trillo por algunas denuncias recibidas por grupos ecologistas, etc.

- Simulacros:

Se ha dado seguimiento informativo a los diferentes simulacros desarrollados durante el año con especial cobertura del desarrollado en el mes de noviembre, en el que el CSN colaboró en las tareas informativas llevadas a cabo por los organizadores del simulacro de emergencia que

tuvo lugar en el entorno de la central nuclear de Almaraz (Cáceres). En colaboración con Protección Civil y la Subdelegación de Gobierno de Cáceres se preparó un recorrido para los periodistas durante el simulacro, se les hizo entrega de un dossier de prensa y se llevó a cabo una rueda de prensa en donde se conectó en directo con la Salem donde la presidenta realizó algunas declaraciones.

- Instalaciones radiactivas:

Al margen de los temas mencionados, también se recibió un elevado número de llamadas en relación con los incidentes radiactivos (a lo largo del año se produjeron 24 incidentes) y de un modo especial en todos aquellos motivados por el transporte de mercancías y la pérdida de fuentes.

- Chernóbil:

La conmemoración del decimoquinto aniversario del accidente de Chernóbil ha motivado que algunos periodistas de distintos medios se

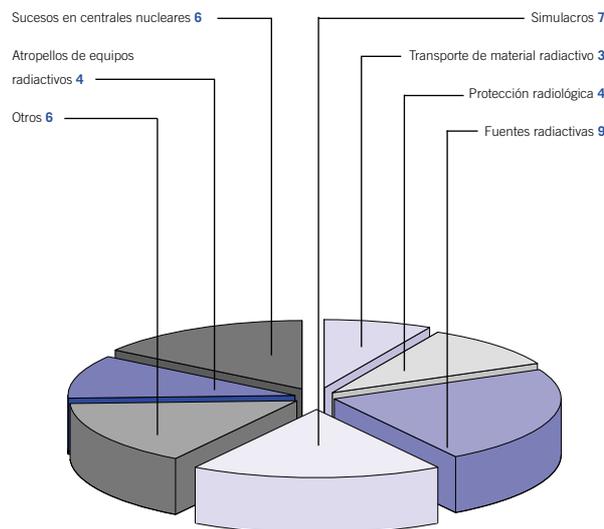
pusieran en contacto con el departamento de prensa para recabar testimonios y hacer balance del accidente más severo en la historia de la energía nuclear.

- Comparecencia del presidente:

Con motivo de la comparecencia, del entonces presidente Juan Manuel Kindelán, ante la Comisión de Economía y Hacienda del día 12 de junio, el GTP envió una convocatoria de cortesía a los medios de comunicación y preparó un dossier de prensa para los periodistas asistentes. A esta sesión pública asistieron las principales agencias de información de ámbito nacional y algunas emisoras de radio. Fruto de esta comparecencia, en los días siguientes, distintos medios destacaron algunas de las declaraciones del presidente.

En total, durante el 2001, el Consejo difundió entre los medios de comunicación las siguientes notas de prensa (todas ellas incluidas en su página web), figura 11.1.

Figura 11.1. Notas de prensa



Durante el año se atendieron más de 350 llamadas y se insertaron en la web externa 39 comunicados divididos en notas de prensa y notas informativas. El análisis final de la información solicitada indica que los temas que suscitaron un mayor interés entre la opinión pública fueron dos principalmente: las medidas complementarias adoptadas por las centrales nucleares y las instalaciones radiactivas como consecuencia de los atentados de Estados Unidos del 11 de septiembre y el incidente que se produjo durante el mes de diciembre en la acería Siderúrgica Sevillana, S. A. de Alcalá de Guadaíra (Sevilla).

11.2.1. Siderúrgica Sevillana, S.A.

A mediados del mes de diciembre se produjo el incidente más relevante del año y el que suscitó la mayor atención de cara a los medios de comunicación. Desde el primer momento en que el Consejo tuvo conocimiento de lo ocurrido en la acería mantuvo informada a la opinión pública. Las tres notas de prensa se enviaron a los medios responsables de las ediciones nacionales y a toda Andalucía.

La primera nota de prensa se remitió el día 12 de diciembre en la que se daba a conocer cómo se había producido el incidente, y cuáles habían sido las actuaciones por parte del Consejo para recabar más información. Tras la obtención de una serie de datos recopilados, el Consejo difundía en su nota de prensa que se trataba de una fuente Cs-137 que se fundió en el horno de la acería que Siderúrgica Sevillana, S.A. tiene en Alcalá de Guadaíra (Sevilla), resultando contaminada una partida de polvo sin que se detectara contaminación alguna ni en los trabajadores de la fábrica ni en el entorno de la planta.

Desde el primer momento en que la noticia se hizo pública, se designó un portavoz de comunicación para atender todas las solicitudes de información que se sucedieron a lo largo de varios días. El

portavoz fue dando respuesta a toda la demanda informativa de prensa escrita especializada, radio y televisión.

El segundo comunicado se emitió dos días más tarde, en el que se exponían a propuesta del Consejo y de la Dirección General de Política Energética y Minas un plan de acción como consecuencia de la contaminación habida en la acería tras la fusión de la fuente de Cs-137.

En resumen, el CSN realizó un importante esfuerzo informativo sobre este tema y en todo momento trató de dar respuesta a la demanda de información de particulares, entidades diversas y medios de comunicación.

11.3. Centro de Información

El CSN dispone de un recinto 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.

Inaugurado en octubre de 1998, contiene una exposición de carácter interactivo que permite que las personas experimenten o profundicen personalmente en la información presentada para lo cual se prevé un tiempo de visita libre. El objetivo del centro es proporcionar información sobre las radiaciones y sus usos, así como los riesgos que representan y los mecanismos de vigilancia y control que tiene establecidos el organismo regulador.

Las visitas al centro son guiadas y están atendidas por personal especialmente formado para explicar la información expuesta. El número máximo de visitantes previsto en las visitas de grupo suele estar compuesto, para un mejor aprovechamiento de la visita, de una media de 30 personas.

Desde su inauguración, en octubre de 1998, hasta el 31 de diciembre de 2001, el Centro de Información ha recibido un total de 20.579 visitas de los distintos colectivos escolares, universitarios, institucionales y particulares, figura 11.2.

Durante el año 2001 visitaron el Centro de Información un total de 6.031 personas, con el siguiente desglose: 5.557 pertenecientes a centros de enseñanza, 287 pertenecientes a visitas institucionales y 167 particulares, figura 11.3.

En las visitas institucionales españolas se recibieron visitas de Enresa, Ciemat, CIS, ayuntamientos, ministerios, etc y las delegaciones extranjeras procedían de más de 17 países (Portugal, Cuba, Reino Unido, EEUU, Bulgaria, Francia, etc).

En este año se amplió la oferta de visitas al Centro de Información mediante cartas de invitación a las consejerías de educación de las diferentes comunidades autónomas, universidades españolas, asociaciones culturales, de vecinos y consumidores.

La actualización y mejora de los contenidos del Centro fue uno de los objetivos principales encaminados a mantener el interés de los visitantes, y se vio plasmado en diferentes aspectos como:

- Adaptación de algunos módulos para personas con minusvalías
- Cambio de programas informáticos para hacerlos más operativos y atractivos
- Adaptación de módulos a las nuevas funciones encomendadas al CSN
- Transformación de algunos paneles para facilitar su explicación, etc.

Los objetivos que se proponen para el año 2002 se pueden resumir de forma genérica en la ampliación de las visitas ofertadas, mejora de las exposiciones dirigidas a los distintos colectivos, seguir adaptando módulos para facilitar su uso a personas con minusvalía, actualización de contenidos y mejoras continuas, figura 11.4.

Figura 11.2. Número de visitantes en 2001 al Centro de Información

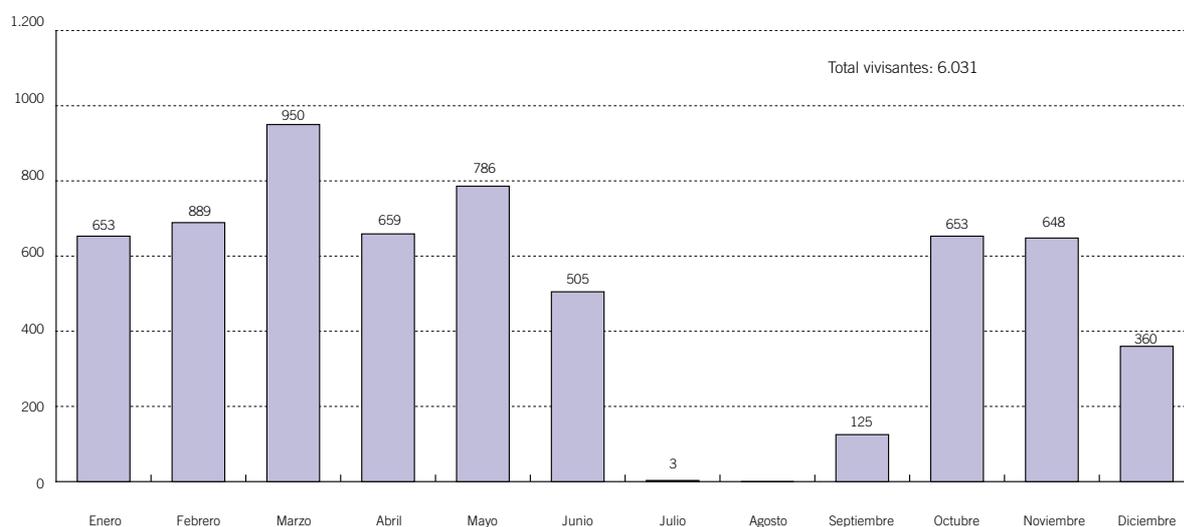


Figura 11.3. Número de visitantes por colectivos al Centro de Información

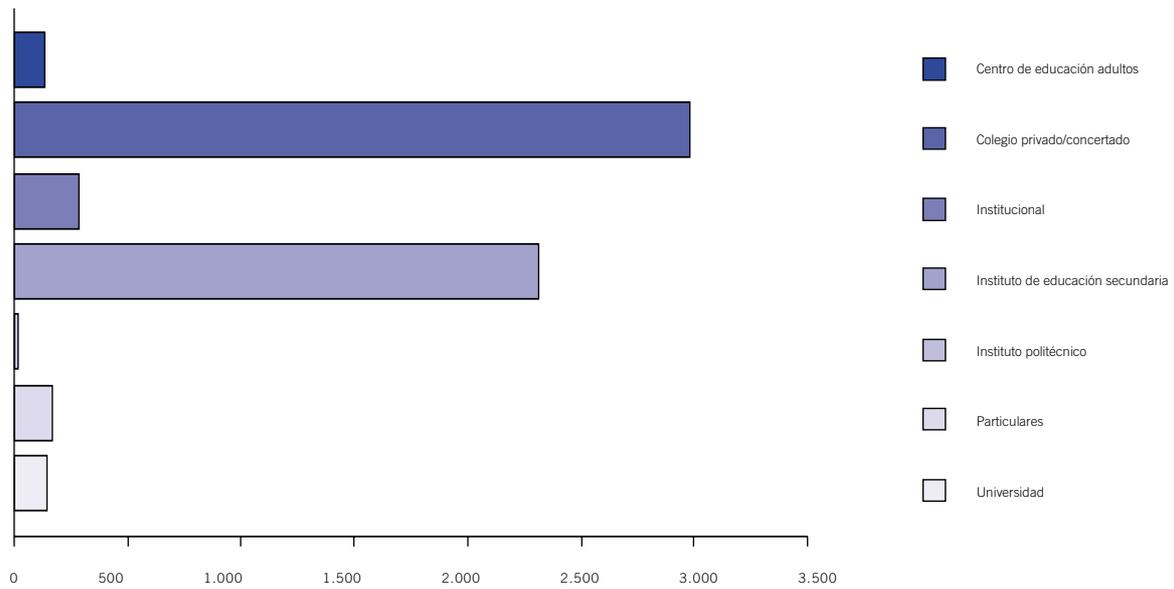
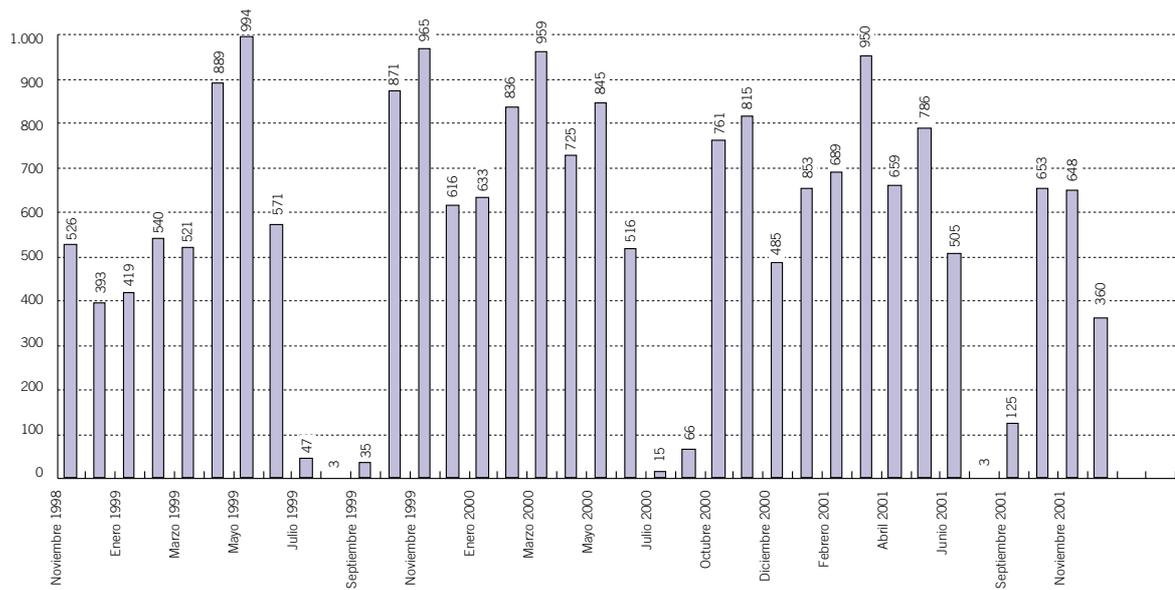


Figura 11.4. Número de visitantes al Centro de Información (septiembre 1998 a diciembre 2001)



Total visitantes: 20.579

11.4. Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, la edición de publicaciones representa un volumen importante de actividad. Cada año 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 en cada una de las colecciones establecidas y su distribución posterior.

El programa está estructurado en varias colecciones, según el contenido de la publicación y del colectivo al que va dirigido.

Durante el año 2001 el CSN publicó 25 títulos que se citan a continuación en cada una de las colecciones:

- Informes Técnicos y Documentos:
 - *Proyecto Marna. Mapa de radiación gamma natural.*
 - *Vigilancia radiológica ambiental. Resultados 1998.*
 - *La dosimetría de los trabajadores profesionalmente expuestos en España durante el año 1999.*
- Otros Documentos:
 - *Proyecto ISA. Análisis integrado de secuencias.*
 - *Proyecto Datación.*
 - *Juicio de expertos y su aplicación a cuestiones de seguridad.*
- Guías de seguridad:
 - *1.14. Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los análisis probabilistas de seguridad.*

- *5.16. Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales.*
- *10.08. Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para las instalaciones nucleares.*
- *10.11. Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría.*

Publicaciones periódicas

- Informes del CSN:
 - *Informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2000.*
 - *Informe resumen de actividades al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2000 (español e inglés).*
- Revista del CSN. *Seguridad Nuclear*:
 - I trimestre. Año IV. Número 18.
 - II trimestre. Año IV. Número 19.
 - III trimestre. Año IV. Número 20.
 - IV trimestre. Año V. Número 21.
- Otras publicaciones:
 - *Circular informativa sobre el proceso de cambio en la reglamentación de transportes.*
 - *Carpeta de legislación básica del CSN.*
- Publicaciones divulgativas:
 - Folleto sobre *Transporte de material radiactivo.*
 - Folleto sobre *Radiaciones en la vida diaria.*

– *Las fuerzas de la naturaleza* (desplegable y ficha).

– *Espectro de ondas electromagnéticas* (desplegable).

– Tríptico sobre *la Sala de emergencias*.

– *Catálogo de publicaciones*.

- Audiovisuales:

- *CD-ROM Juego interactivo*.

La actividad editora del CSN sigue incrementándose debido, por una parte a la facilidad que ofrece la página web del Consejo para solicitar, casi automáticamente, publicaciones accediendo al fondo editorial desde el nodo de publicaciones, tanto de organismos y empresas del sector como de particulares. Igualmente la reedición de publicaciones es uno de nuestros objetivos para mantener la información al día y cumplir con las peticiones de las demandas que recibimos sobre nuestro trabajo. Por otra parte, el funcionamiento del Centro de Información da lugar a un incremento de las tiradas, ya que a los visitantes se les proporciona documentación y material divulgativo y explicativo como apoyo a la visita realizada.

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. Durante el año 2001 se distribuyeron desde el CSN un total de 56.891 títulos.

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.

11.5. El CSN en Internet

La página web del CSN, en funcionamiento desde abril de 1997 (última revisión abril 2001), se ha consolidado como una importante herramienta de acercamiento e información a la población.

La web contiene un índice de contenidos amplio y variado que incluye información sobre el CSN, su estructura e historia, su papel en la sociedad, sus competencias y principales actuaciones. Además de los contenidos de última hora, la web del CSN se complementa con otros de carácter divulgativo que permiten al público conocer diferentes aspectos de todo lo relacionado con la seguridad y la protección radiológica.

La página pone a disposición del usuario direcciones de correo electrónico específicas, a través de las cuales se pueden solicitar publicaciones, gestionar visitas al organismo, y a su Centro de Información, etc.

Los usuarios podrán además recabar información sobre los trámites necesarios para obtener autorizaciones de funcionamiento de las instalaciones, requisitos para obtener las licencias de operador y supervisor o sobre las convocatorias y concursos aprobadas por Consejo.

Como dato de referencia, los diferentes sistemas atendidos desde su renovación en abril fueron de 23.000. En estos momentos se trabaja en el establecimiento de mejores contadores para poder hacer análisis detallados de sus visitas y su uso.

Desde el mes de septiembre, el Consejo inició un proceso de renovación de esta web con el que se pretende continuar con el dinamismo de esta página y cuyo objetivo principal es dar respuesta a la demanda informativa que generan las actividades del CSN, siendo el criterio de transparencia con el que siempre trabaja el Consejo.

Entre los aspectos positivos se podría destacar que se está convirtiendo en un eficaz instrumento de documentación para los medios informativos.

Durante todo este año se han realizado grandes esfuerzos en realizar las actualizaciones de los contenidos en aspectos de actualización diaria y funcionamiento regular de los datos específicos sobre el estado operativo de las centrales y de la vigilancia radiológica ambiental. En este sentido se ha establecido un procedimiento de asignación de responsables para el mantenimiento y actualización de los datos.

El hecho que más ha condicionado el funcionamiento normal de la web y su actualización en este año 2001 fueron las medidas llevadas a cabo a raíz de los atentados del 11 de septiembre en Estados Unidos. Desde el CSN y siguiendo recomendaciones internacionales, se procedió a retirar temporalmente información de la web sobre todo en los temas relacionados con centrales nucleares, transporte, enlaces, etc. En la medida en que estas recomendaciones no sean ya necesarias, se irá llenando de contenido sin olvidar las lecciones aprendidas tras este suceso.

11.6. Otras actividades

11.6.1. Ciclos anuales de conferencias

Entre las actividades desarrolladas por el CSN se encuentran la realización de conferencias sobre cuestiones relacionadas con la ciencia y la tecnología, en general, y la energía nuclear y sus aspectos reguladores en particular, que representen una aportación importante o de actualidad. Las conferencias se celebran en la sede del organismo y son impartidas por expertos y representantes de prestigio de la ciencia, la tecnología o la industria.

Para estos actos El CSN distribuye las invitaciones a las conferencias entre destinatarios que, por el ámbito de su trabajo profesional, estén relacionados con los temas tratados, siendo, en todo caso, el acceso libre y controlado para cualquier persona interesada.

- En el año 2001 se celebraron las conferencias que se citan a continuación y que han sido reflejadas en la revista Seguridad Nuclear:
- 15 de febrero: M. Tissot. Presidente de la Comisión Nacional de Evaluación de la Gestión de los Residuos dependiente de la Asamblea Nacional Francesa.
- 22 de marzo: Ignacio Hernando, presidente de la Sociedad Española de Protección Radiológica.
- 27 de abril: César Nombela, catedrático de Microbiología de la Universidad Complutense de Madrid. .
- 24 de mayo: Wolfgang Renneberg, director general de Seguridad Nuclear del Ministerio de Medio Ambiente y Seguridad Nuclear alemán (BMU).
- 28 de junio: Carlos Macaya. Jefe de servicio de Cardiología Intervencionista del Hospital Clínico San Carlos de Madrid.
- 23 de noviembre: Richard A. Meserve. Presidente de la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos (NRC).

11.6.2. Participación en ferias y exposiciones

Otro tipo de actividades de acercamiento al público es la participación en congresos, ferias y exposiciones. Durante el año 2001 el CSN participó en:

- *Heliatom 2001*. Del 27 al 30 de marzo.
- *II Feria Madrid por la Ciencia* celebrada en el recinto ferial Juan Carlos I del 11 al 13 de mayo.
- *Congreso internacional sobre "radiation protection of patients in diagnostic an interventional radiology, nuclear medicine and radiotherapy"* del 26 al 30 de marzo.

- *Tercer simposio internacional sobre análisis de sensibilidad*. SAMO 2001. 18 al 20 de junio del 2001.

El CSN instaló un stand para exponer las líneas principales de su actividad. También se distribuyeron las publicaciones del CSN entre los asistentes y se atendieron cuantas preguntas plantearon los visitantes sobre el CSN y su actividad.

12. Gestión de recursos

12.1. Mejora de la organización y actividades de formación

Las líneas básicas de actuación que permiten al CSN realizar más eficazmente las misiones que le encomienda la Ley se identificaron en el Plan de *Orientación Estratégica* (POE) aprobado por el Consejo en septiembre de 1995. El plan fue actualizado en febrero de 1998 para considerar cambios como el nuevo marco de regulación del sector eléctrico establecido por la Ley 54/1997. Se han iniciado las tareas para la preparación de un nuevo plan que defina las líneas básicas de actuación para los próximos cinco años.

Las orientaciones del plan actualizado en 1998 se extienden en 13 áreas que abarcan a todas las actividades del organismo, requiriendo un refuerzo de la actividad inspectora y de la evaluación del funcionamiento de las instalaciones por parte del CSN. El plan también requiere incrementar de forma continuada la eficacia y eficiencia de las actuaciones del organismo que deben centrarse en los aspectos esenciales de la seguridad nuclear y la protección radiológica, tratando de no invertir recursos ni imponer cargas en aspectos que puedan considerarse marginales.

El POE establece los objetivos y estrategias para la mejora de la eficacia y la eficiencia del Consejo de Seguridad Nuclear. A continuación se detallan las actividades desarrolladas durante el año 2001 para conseguir los objetivos e implantar las estrategias.

12.1.1. Mejora del proceso regulador

Con esta mejora se pretende conseguir que las actividades del CSN se realicen de una forma cada vez más eficiente, optimando las exigencias a las entidades y personas reguladas, el consumo de recursos y los plazos, y garantizando que se man-

tienen los niveles de seguridad requeridos. La mejora del proceso regulador requiere acciones relacionadas con la actualización de la normativa, la planificación y la sistematización de las actuaciones del CSN, la mejora de los procesos de evaluación e inspección, la formación continua del personal, la actualización de los sistemas de información y otras que se describen en distintos capítulos del informe. En el presente apartado se consideran una serie de acciones orientadas a:

- Identificar los aspectos esenciales de la seguridad de cada instalación para concentrarse en ellos y dejar a un lado los que son marginales.
- Obtener datos objetivos sobre el funcionamiento de las instalaciones y del propio CSN que permitan conocer tendencias, establecer comparaciones y sacar conclusiones sobre las condiciones de seguridad de las instalaciones y la eficacia de las actuaciones del Consejo de Seguridad Nuclear.

12.1.1.1. Identificación de los aspectos esenciales de la seguridad

El *análisis probabilista de seguridad* (APS) es una técnica de análisis de riesgos que permite discriminar la importancia para la seguridad de los diversos aspectos de una determinada actividad. El *Programa integrado de realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad en España*, editado por el CSN en 1998 en su segunda edición, destaca entre sus objetivos la realización de aplicaciones, tanto por los titulares de las centrales nucleares, como por el propio organismo para concentrar unos recursos limitados en aquellos aspectos más importantes para la seguridad.

Se ha potenciado el empleo del APS en aplicaciones internas del CSN, lo cual supone un cambio sustancial en la forma de trabajar del organismo. Un ejemplo de ello la aplicación dedicada hacia la orientación de las inspecciones. No es fácil que dicho cambio se produzca en un tiempo corto, y

por ello hará falta un trabajo continuo a lo largo de los próximos años.

Durante el año 2001 se ha impartido un curso de formación en APS para el personal directivo del CSN.

Además se ha instalado en la intranet del organismo una aplicación sobre la forma de presentar la información de los APS, de tal manera que resulte más útil y sencillo su uso al personal no especializado en esas técnicas.

Ha continuado a lo largo del año 2001 el desarrollo de un proyecto que tiene como objetivos:

- Mantenimiento y actualización de los APS, necesarios para la correcta realización de aplicaciones a lo largo del tiempo.
- Desarrollo y utilización de metodologías para aplicaciones internas concretas, tales como la orientación de las inspecciones y de la planificación de los trabajos del CSN, el análisis de los requisitos del organismo y de la importancia de sucesos operacionales, y la optimización de las evaluaciones.

También continua el desarrollo de la metodología para la aplicación del APS a las actividades de inspección del CSN.

12.1.1.2. Indicadores de funcionamiento

Desde el año 1995, el CSN está realizando un programa de indicadores que incorpora los datos de funcionamiento de las centrales nucleares españolas desde 1992. El programa contempla ocho indicadores que consideran aspectos relacionados con la seguridad y estabilidad de funcionamiento de cada planta. Estos indicadores se comparan con los equivalentes de más de 100 centrales nucleares de Estados Unidos.

El programa está demostrando ser de gran utilidad como herramienta para evidenciar, de forma objetiva la evolución positiva de la seguridad de las centrales nucleares españolas.

El CSN está considerando el uso de los indicadores actualmente empleados por el organismo regulador de los Estados Unidos de Norteamérica, para efectuar el proceso de supervisión de los reactores americanos

Adicionalmente, el CSN está participando en iniciativas internacionales de la Agencia de Energía Nuclear y de la Unión Europea dirigidas a desarrollar un nuevo sistema de indicadores que pueda ser adoptado por distintos países y que permita llevar a cabo de forma sencilla y objetiva la comparación de tendencias y resultados entre los mismos.

En el ámbito de los procesos internos del propio Consejo de Seguridad Nuclear, el Plan de Calidad Interna, prevé el estudio de los procesos del organismo y el establecimiento de indicadores para cada proceso que se incluyen en los correspondientes procedimientos. Estos indicadores se están recogiendo de forma sistemática en los procesos que tienen, o han tenido, constituido un grupo de mejora. En el punto 12.1.3 se describen las actividades realizadas para incorporar los indicadores más significativos al “cuadro de mando” del organismo.

12.1.2. Desarrollo del modelo de inspección

La elaboración en el año 2000 de los procedimientos de gestión y administrativos que regulan las actividades de inspección a instalaciones nucleares y radiactivas, culminó con la aprobación de una revisión del modelo de inspección del CSN en octubre de ese año.

El desarrollo y aprobación de estos documentos permitió que la planificación del programa anual

de inspecciones a instalaciones nucleares y radiactivas para el año 2001 se realizase totalmente con la nueva filosofía de inspección. Por ello, se puede decir que el año 2001 ha sido más el de implantación formal del Modelo que de su desarrollo en aspectos fundamentales.

Durante el año 2001 se ha proseguido con la elaboración de procedimientos técnicos de inspección para diferentes tipos de inspecciones y para distintas áreas inspeccionadas, que contienen las instrucciones de detalle para la realización de las inspecciones, lo que permite sistematizar las actividades de inspección y facilitar la tarea a los inspectores del CSN.

Por otra parte, el programa base de inspección que cubre de una forma sistemática y periódica una serie de actividades básicas en el funcionamiento de las centrales nucleares (25 áreas a inspeccionar), ha sido revisado en el año 2001 para incluir otras instalaciones significativas como la fábrica de combustible de Juzbado, el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril y la central Vandellós I. Así, para cada una de estas instalaciones diferentes de las centrales nucleares, se han definido las áreas que deben inspeccionarse de una forma sistemática y periódica (cada 2 años) con carácter prioritario sobre otro tipo de inspecciones.

Como parte de las actividades que está desarrollando el CSN dirigidas a disponer de un marco regulador informado en el riesgo, es decir que en sus decisiones y actuaciones se tenga en cuenta la información disponible de los Análisis Probabilísticos de Seguridad (lo que en este momento es una tendencia generalizada en la mayor parte de los países de la OCDE) están las que afectan a la función inspectora.

A lo largo del año 2001 se han desarrollado diferentes iniciativas para disponer de un sistema de supervisión del funcionamiento de las centrales nucleares informado en el riesgo y basado en los

resultados. Este modelo de supervisión lleva asociado un programa de inspecciones informadas en el riesgo, lo que 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 específico para cada central, de acuerdo con los resultados de los 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.

En lo que se refiere al desarrollo del modelo de formación en prácticas de inspección del CSN aprobado el año 2000, a lo largo del pasado año se han impartido tres cursos de formación de refresco en fundamentos y prácticas de inspección. A estos cursos asistieron un total de 74 técnicos que realizan habitualmente inspecciones a las instalaciones nucleares o radiactivas.

Para el año 2002 se han planificado tres cursos más del mismo tipo, de forma que todos los técnicos del CSN que realizan inspecciones asistan al mismo. El modelo de formación establece que los técnicos asistan a 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 control

El modelo de planificación implantado en el CSN pretende integrar las actuaciones de tipo estratégico establecidas en el *Plan de orientación estratégica* con las actividades del día a día. Para ello se establecen tres niveles de planificación:

- Estratégica, que incluye al POE 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 el POE que estará vigente hasta el 2007).
- Plan anual de trabajo (PAT), que recoge 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 se actualiza semestralmente.
- Programación de tareas que, partiendo del PAT, asigna a unidades e individuos tareas concretas. Se actualiza semanalmente.

El modelo de planificación incluye la integración con el presupuesto, de forma que los indicadores y objetivos presupuestarios se contemplan también en la planificación.

El CSN inició un proyecto piloto para la implantación de un cuadro de mando de las actividades del Organismo, constituido inicialmente por una serie de indicadores asociados a procesos de 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. A medida que avance este proyecto se irán incorporando nuevos indicadores al cuadro de mando.

La función de seguimiento de la planificación de actividades se materializa a través de la emisión de informes trimestrales de seguimiento del PAT cuya información tiene carácter acumulativo, que incluyen los resultados de los indicadores del cuadro de mando anteriormente citados, con sus valoraciones correspondientes y el grado de cumplimiento, de toda la organización, con la planificación de actividades y esfuerzos aprobada.

Se continúa elaborando la estadística de costes que suministra una información detallada sobre los

costes de las distintas actividades y centros del Organismo, utilizando la infraestructura que en su día se creó para el sistema de contabilidad analítica cuya implantación se realizó en colaboración con la Intervención General de la Administración del Estado (IGAE).

12.1.4. Plan de Calidad Interna

Fue aprobado en diciembre de 1996 y aporta la metodología para la identificación y estandarización de los procesos, la mejora continua y la evaluación. El plan está basado en las normas ISO 9000 y en el modelo de evaluación de la "European foundation for Quality Management" (EFQM).

Durante el año 2001 se ha finalizado la elaboración de tres procedimientos de gestión, cuatro procedimientos administrativos y 25 procedimientos técnicos. Se están elaborando dos procedimientos de gestión, seis administrativos y nueve técnicos. Asimismo se está realizando la revisión del *Manual de Organización y Funcionamiento* y la del *Manual de la Calidad*.

También durante este año han concluido sus trabajos los grupos de mejora dedicados a emergencias, planificación y protección radiológica del público y del medio ambiente. Entre las propuestas presentadas por estos grupos, e implantadas a lo largo del año, se encuentran

- Emergencias: emisión de una instrucción sobre emergencias radiológicas, y de una instrucción técnica complementaria sobre notificaciones de emergencias.
- Planificación: actualización de la aplicación GESTA (Gestión de tareas), y establecimiento de una sistemática y una metodología de coordinación para la planificación de las actividades horizontales.

- Protección radiológica del público y del medio ambiente: simplificación de los procesos de renovación anual de acuerdos con laboratorios colaboradores, transmitir a los titulares de las instalaciones los resultados de los PVRAIN (Planes de vigilancia radiológica ambiental interna), y solicitar a los titulares de las instalaciones que remitan el calendario anual directamente al laboratorio correspondiente.

Se ha creado un nuevo grupo para analizar los aspectos genéricos del proceso de evaluación de instalaciones nucleares. También se ha creado un grupo de trabajo conjunto con Unesa para estudiar posibles mejoras del proceso regulador. Este grupo ha terminado su estudio en el mes de diciembre presentando un informe al Consejo.

Se ha realizado la autoevaluación según el modelo de la EFQM con el objeto de identificar, de forma rigurosa mediante una metodología contrastada, actuaciones para mejorar la gestión de la organización. Como resultado de las conclusiones obtenidas en la evaluación, se ha elaborado un Plan de Acción que comprende tres acciones prioritarias: un plan de comunicación interno, la revisión y medición de la voz del cliente, y la definición y medición de la voz del empleado. También propone acciones a medio y largo plazo así como mantener las actividades que la autoevaluación ha identificado como puntos fuertes del sistema de gestión del CSN.

Se ha celebrado la tercera jornada de la Calidad.

12.1.5. Plan de sistemas de información

Se redactó en 1997 y recoge las actuaciones a realizar por el organismo hasta el año 2000 para actualizar sus sistemas de información, mejorando su disponibilidad y simplificando los procesos de trabajo. El plan ya ha agotado su horizonte temporal, por lo que se han iniciado los tramites para preparar uno nuevo durante el año 2002

En el año 2001 se ha avanzado en las líneas de trabajo que, se presume, configuraran la base del nuevo Plan de Sistemas. Las más importantes de estas líneas son:

- Simplificar los sistemas, como consecuencia de la simplificación de los procesos. Aumentar la integración entre sistemas.
- Facilitar el acceso a los sistemas del CSN a personas situadas fuera de sus oficinas. Es el caso de inspectores residentes, personal de comunidades autónomas con encomiendas y, en un futuro usuarios de los servicios del Consejo.
- Mayor utilización de la tecnología WEB para facilitar tanto el acceso desde el exterior, como el mantenimiento y la distribución de aplicaciones.
- Incorporación progresiva de la firma electrónica a los documentos del Organismo.

Como actividades concretas derivadas del seguimiento de los criterios anteriores, cabe destacar:

- Se encuentra en realización la conexión de los inspectores de encomiendas al CSN para acceso al Intranet y a la aplicación de instalaciones radiactivas
- Se han puesto en producción los siguientes sistemas: la nueva versión del Banco Dosimétrico Nacional, la gestión de los encargos del Consejo, la consulta del saldo horario de los trabajadores, y una nueva versión del sistema de planificación.
- Se han puesto en servicio el primer módulo del proyecto de gestión de flujo documental y firma electrónica
- Se han implantado nuevos módulos de la aplicación de tasas, y se ha finalizado el primer módulo de la de contratación.

- Se ha analizado y realizado un prototipo para la gestión de expedientes de instalaciones nucleares que requieran un acto específico de aprobación, apreciación favorable o instrucción del Consejo, SG, y directores técnicos.
- Se ha aumentado el número de puestos conmutados de la red local, adquiriendo cinco conmutadores de red. Se han instalado y se encuentran en producción.

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 2001 ofrece una sistemática similar a las de los pasados ejercicios, excepto en lo relativo a la división por áreas por cuanto aparecen claramente diferenciadas las correspondientes a seguridad nuclear y protección radiológica, que tiene su fundamento en la publicación del Real Decreto 469/2000, de 7 de abril, por el que se modifica la estructura orgánica del CSN. En consecuencia, el Plan de Formación está agrupado 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 2001.

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 827 asistentes, alcanzando una media de 1,94 asistencias por persona.

El número global de horas dedicadas a la formación del personal fue de 12.958, y el coste total, de 55.578.449 pesetas (334.033,21 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. Personal funcionario

Por Resolución de 14 de noviembre, ha sido nombrado Subdirector General de Personal y Administración

Agustín Cerdá Rubio, sustituyendo a Nieves Artajo de N6. que ces6 en el puesto el 3 de octubre.

Por Resoluci6n de 11 de junio del Consejo, se nombraron cuatro funcionarios de la Escala Superior del Cuerpo T6cnico de Seguridad Nuclear y Protecci6n Radiol6gica, finalizando el proceso selectivo en turno de promoci6n interna convocada 14 de noviembre de 2001.

En el marco de la Oferta de Empleo P6blico para el a6o 2001, se han convocado pruebas selectivas para el ingreso en la Escala Superior del Cuerpo T6cnico de Seguridad Nuclear y Protecci6n Radiol6gica, ofert6ndose cinco plazas en turno libre y tres en turno de promoci6n interna.

A lo largo del a6o se convocaron procesos selectivos para la provisi6n de ocho puestos por el sistema de libre designaci6n, y 48 a trav6s del sistema de concurso de m6ritos.

12.2.2. Personal Laboral

El Consejo de Seguridad Nuclear ha ofertado 12 vacantes de distintas categor6as en el concurso de

traslados que ha sido convocado el 27 de julio por la Secretar6a de Estado para la Administraci6n P6blica para cubrir vacantes de puestos de trabajo de personal laboral dentro del 6mbito de aplicaci6n del Convenio Colectivo 6nico para el personal laboral de la Administraci6n del Estado.

La pol6tica de consolidaci6n de empleo temporal que se est6 llevando a cabo en la Administraci6n del Estado ha tenido su reflejo en el Consejo con la convocatoria el 25 de septiembre de pruebas selectivas para cubrir dos plazas de t6cnicos de Sistemas de C6lculo Nuclear.

12.2.3. Medios humanos al 31 de diciembre de 2001

A 31 de diciembre de 2001, el total de efectivos en el Organismo ascend6a a 435 personas, seg6n se detalla en la tabla 12.9.

El n6mero de mujeres que presta servicios en el Consejo representa el 48,24% del total de la plantilla.

En la figura 12.1 se presenta la cualificaci6n de la plantilla y en la figura 12.2 la distribuci6n del personal del Organismo por edades.

Figura 12.1. Titulaci6n del personal del CSN

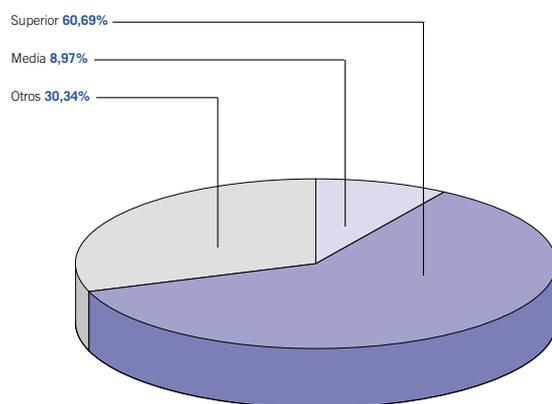
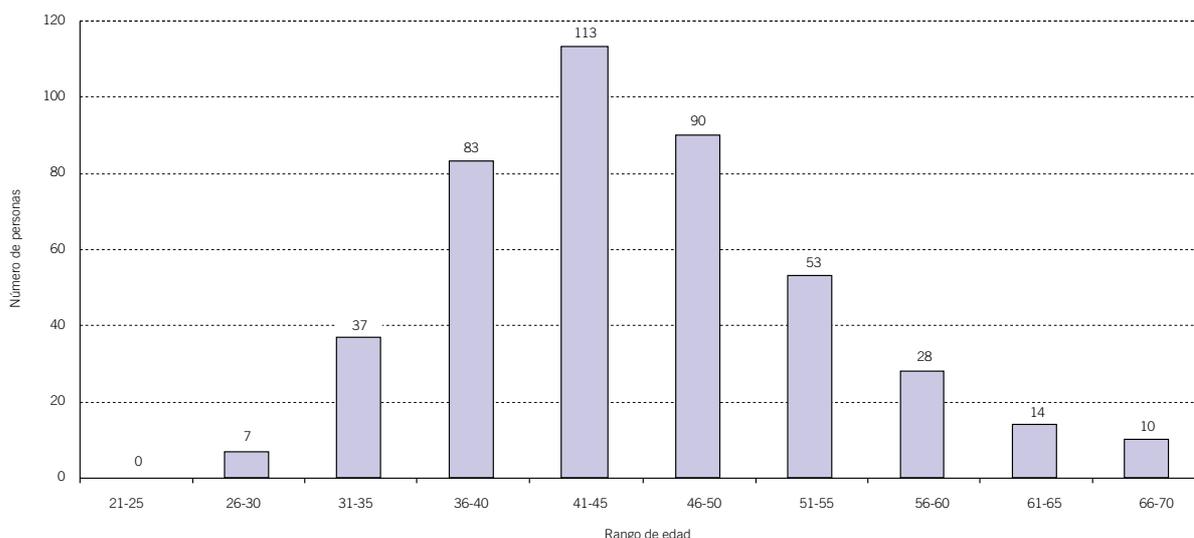


Figura 12.2. Distribución por edad del personal del CSN



12.3. Aspectos económicos y financieros

Los aspectos económicos se desglosan en aspectos presupuestarios y aspectos financieros, ajustándose la contabilidad del organismo al *Plan general de contabilidad pública*.

Los aspectos presupuestarios comprenden, a su vez:

- Ejecución del presupuesto de ingresos.
- Ejecución del presupuesto de gastos.
- Los aspectos financieros se estructuran en:
 - Cuenta de resultados.
 - Balance de situación

12.3.1. Aspectos presupuestarios.

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio de 2001, se cifró en un total de 5.632 millones de pesetas. 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 2,9%.
Tabla 12.1.

12.3.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2001

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 3%, 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 5.270 millones de pesetas., de los que 5.261 millones de pesetas. (99,8 %), correspondieron a operaciones no financieras. Analizando estas cifras, y teniendo

en cuenta que de los 5.270 millones de pesetas de Derechos Reconocidos Netos, 4.817 son capítulo III (tasas, precios públicos y otros ingresos) que sobre las previsiones definitivas de 4.949, alcanza una ejecución del 97%. Transferencias corrientes, 284 millones de pesetas sobre unas previsiones definitivas de 278 millones de pesetas que alcanzan una ejecución del 102%, esto nos indica que los ingresos por tasas, precios públicos y otros

ingresos, no llegan a cubrir el total de las obligaciones reconocidas.

Por otra parte, los derechos ingresados netos alcanzaron la cantidad de 5.163 millones de pesetas, de los que 4.743 millones, correspondieron al capítulo III Tasas y Otros Ingresos, lo que supuso un 91,9 % con respecto a los ingresos totales y un

Tabla 12.1. Presupuestos iniciales y definitivos de 2000 y 2001 (pesetas)

Presupuesto	Ejercicio 2000	Ejercicio 2001	Variación %
Presupuesto inicial	5.472.782.000	5.631.968.000	2,9
Presupuesto definitivo	5.472.782.000	5.631.968.000	2,9

Tabla 12.1.1. Cuadro comparativo de ejecución del presupuesto de ingresos 2000 y 2001 (por capítulos)

Capítulos	Previsiones definitivas 2000 (1)	Previsiones definitivas 2001 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Derechos reconocidos netos 2000 (3)	Derechos reconocidos netos 2001 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
III Tasas y precios publicos	4.947.736.000	4.948.705.000	0,02	4.656.204.014	4.817.064.836	3,34
IV Transferencias corrientes	282.409.000	282.409.000	0,00	278.123.000	283.929.000	2,04
V Ingresos patrimoniales	60.000.000	80.000.000	25,00	141.237.461	149.697.407	5,65
VI Enajenación de inversiones reales	0	0		10.000	0	
VII Transferencias de capital	29.000.000	10.000.000	-190,00	29.000.000	10.000.000	-190,00
VIII Activos financieros	9.000.000	9.000.000	0,00	6.922.607	8.931.709	22,49
Total	5.328.145.000	5.330.114.000	0,04	5.111.497.082	5.269.622.952	3,00

Tabla 12.1.2. Cuadro comparativo de ejecución del presupuesto de gastos 2000 y 2001 (por capítulos)

Capítulos	Créditos definitivos 2000 (1)	Créditos definitivos 2001 (2)	Variación % (2)-(1)/(2)	Obligaciones reconocidas netas 2000 (3)	Obligaciones reconocidas netas 2001 (4)	Variación % (4)-(3)/(4)
I Gastos de personal	2.922.164.000	3.047.959.000	4,13	2.619.253.660	2.736.706.898	4,29
II Gastos en bienes corrientes y servicios	1.379.478.000	1.447.039.000	4,67	1.158.978.688	1.278.248.426	9,33
III Gastos financieros	2.500.000	2.500.000	0,00	402.929	354.183	-13,76
IV Transferencias corriente	361.116.000	360.080.000	-0,29	230.701.564	272.217.169	15,25
VI Inversiones reales	768.024.000	750.890.000	-2,28	642.467.897	647.551.482	0,79
VII Transferencias de capital	26.000.000	10.000.000	-160,00	3.000.000	3.522.000	14,82
VIII Activos financieros	13.500.000	13.500.000	0,00	6.239.118	12.617.958	50,55
Total	5.472.782.000	5.631.968.000	2,83	4.661.043.856	4.951.218.116	5,86

Tabla 12.2. Ejecución del presupuesto de ingresos por artículos. Ejercicio 2001 (pesetas)

Artículo	Denominación	Previsiones definitivas	Derechos reconocidos	Derechos anulados	Derechos reconocidos netos	Derechos ingresados	Devolución de ingresos presupuestarios	Derechos ingresados netos	Deudores
30	Tasas	4.816.105.000	4.772.607.558	31.245.756	4.741.361.802	4.685.240.172	795.754	4.684.444.418	56.917.384
31	Precios Públicos	80.000.000							
38	Reintegros		736.936		736.936	736.936		736.936	
39	Otros Ingresos	52.600.000	74.966.098		74.966.098	57.953.597		57.953.597	17.012.501
	Total capítulo III	4.948.705.000	4.848.310.592	31.245.756	4.817.064.836	4.743.930.705	795.754	4.743.134.951	73.929.885
40	Transf. de Administración del Estado	278.409.000	278.409.000		278.409.000	278.409.000		278.409.000	
45	Transf. de comunidades autónomas	4.000.000	5.560.000	40.000	5.520.000	5.460.000		5.460.000	60.000
	Total capítulo IV	282.409.000	283.969.000	40.000	283.929.000	283.869.000		283.869.000	60.000
52	Intereses de Depósito	80.000.000	149.701.821	4.414	149.697.407	117.465.648	4.414	117.461.234	32.236.173
	Total capítulo V	80.000.000	149.701.821	4.414	149.697.407	117.465.648	4.414	117.461.234	32.236.173
70	De Admon. del Estado	10.000.000	10.000.000		10.000.000	10.000.000		10.000.000	
	Total capítulo VII	10.000.000	10.000.000		10.000.000	10.000.000		10.000.000	
83	Reint. Prestamos fuera S.P.	9.000.000	8.931.709		8.931.709	8.931.709		8.931.709	
87	Remanente de Tesorería	301.854.000							
	Total capítulo VIII	310.854.000	8.931.709		8.931.709	8.931.709		8.931.709	
	Total general	5.631.968.000	5.300.913.122	31.290.170	5.269.622.952	5.164.197.062	800.168	5.163.396.894	106.226.058

Tabla 12.3. Ejecución por capítulos del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2001 (pesetas)

Capítulos	Previsiones finales (1)	Derechos reconocidos netos (2)	Derechos ingresados netos (3)	% 2/1	% 3/2	% 3/1
III	4.948.705.000	4.817.064.836	4.743.134.951	97,3	98,5	95,9
IV	282.409.000	283.929.000	283.869.000	100,5	100	100,5
V	80.000.000	149.697.407	117.461.234	187,1	78,5	146,9
VII	10.000.000	10.000.000	10.000.000	100	100	100
VIII	9.000.000	8.931.709	8.931.709	99,2	100	99,2
Totales	5.330.114.000	5.269.622.952	5.163.396.894	98,9	98	96,9

95,9 % con respecto a las previsiones presupuestarias del citado capítulo.

12.3.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos. Ejercicio 2001

En la tabla 12.4 se desglosa por capítulos y artículos la gestión, en sus distintas fases, del presupuesto de gastos del CSN en 2001. La variación de

la ejecución del presupuesto de gastos respecto al año anterior ha sido del 5,86% 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 2001 (pesetas)

Artículo	Denominación	Crédito inicial	Modificaciones	Crédito final	Gastos comprometidos	Total obligaciones	Remanente de créditos	Total de pagos
10	Altos Cargos	93.960.000	3.391.000	97.351.000	97.350.624	97.350.624	376	97.350.624
11	Personal eventual gabinete	92.173.000		92.173.000	86.964.547	86.964.547	5.208.453	86.964.547
12	Funcionarios	1.716.212.000		1.716.212.000	1.578.056.037	1.578.056.037	138.155.963	1.578.056.037
13	Laborales	343.804.000	-19.415.000	324.389.000	283.997.352	283.997.352	40.391.648	283.997.352
15	Incentivo rendimiento	221.056.000	16.024.000	237.080.000	237.074.613	237.074.613	5.387	237.074.613
16	Cuotas sociales	580.754.000		580.754.000	463.136.974	453.263.725	127.490.275	453.263.725
	Total capítulo I	3.047.959.000	0	3.047.959.000	2.746.580.147	2.736.706.898	311.252.102	2.736.706.898
20	Arrendamientos	15.100.000		15.100.000	13.144.797	13.144.797	1.955.203	13.144.797
21	Reparación y conservación	185.298.000		185.298.000	173.207.678	171.207.725	14.090.275	171.207.725
22	Materiales, suministros y otros	984.601.000		984.601.000	914.813.001	869.961.887	114.639.113	569.961.887
23	Indemnización por razón del servicio	173.040.000	30.000.000	203.040.000	186.759.924	186.759.924	16.280.076	186.759.924
24	Gastos publicaciones	59.000.000		59.000.000	40.681.269	37.174.093	21.825.907	37.174.093
	Total capítulo II	1.417.039.000	30.000.000	1.447.039.000	1.328.606.669	1.278.248.426	168.790.574	978.248.426
35	Intereses demora y otros gastos fijos	2.500.000		2.500.000	354.183	354.183	2.145.817	354.183
	Total capítulo III	2.500.000		2.500.000	354.183	354.183	2.145.817	354.183
41	A organismos autónomos administrativos		1.380.000	1.380.000	500.000	500.000	880.000	500.000
44	A empresas públicas y otros estamentos	6.500.000	9.820.000	16.320.000	10.820.000	10.820.000	5.500.000	10.820.000
45	A comunidades autónomas	272.988.000	-38.300.000	234.688.000	174.040.334	174.040.334	60.647.666	174.040.334
48	A famil. e instituciones sin fin de lucro	71.592.000	-19.539.000	52.053.000	31.221.935	31.221.935	20.831.065	31.221.935
49	Al exterior	39.000.000	16.639.000	55.639.000	55.634.900	55.634.900	4.100	55.634.900
	Total capítulo IV	390.080.000	-30.000.000	360.080.000	272.217.169	272.217.169	87.862.831	272.217.169
62	Inversión nueva	192.627.000	-35.000.000	157.627.000	156.629.007	151.031.655	6.595.345	151.031.655
63	Inversión de reposición	110.160.000	35.000.000	145.160.000	119.246.479	118.440.939	26.719.061	118.440.939
64	Inversiones de carácter inmaterial	448.103.000		448.103.000	399.448.208	378.078.888	70.024.112	378.078.888
	Total capítulo VI	750.890.000	0	750.890.000	675.323.694	647.551.482	103.338.518	647.551.482
74	Sociedades mercantiles estatales EE	10.000.000		10.000.000	4.000.000	3.522.000	6.478.000	3.522.000
	Total capítulo VII	10.000.000		10.000.000	4.000.000	3.522.000	6.478.000	3.522.000
83	Concesión préstamo fuera S.P.	13.000.000		13.000.000	12.617.958	12.617.958	382.042	12.617.958
84	Constitución de Fianzas	500.000		500.000			500.000	
	Total capítulo VIII	13.500.000		13.500.000	12.617.958	12.617.958	882.042	12.617.958
	Total general	5.631.968.000		5.631.968.000	5.039.699.820	4.951.218.116	680.749.884	4.351.218.116

Tabla 12.5. Grado de ejecución de las obligaciones reconocidas. Ejercicio 2001 (pesetas)

Capítulos	Crédito definitivo	Obligaciones reconocidas	% ejercicio
I-Gastos de personal	3.047.959.000	2.736.706.898	89,8
II-Gastos corrientes bienes servicios	1.447.039.000	1.278.248.426	88,3
III-Gastos financieros	2.500.000	354.183	14,2
IV-Transferencias corrientes	360.080.000	272.217.169	75,6
Total operaciones corrientes	4.857.578.000	4.287.526.676	88,3
VI-Inversiones reales	750.890.000	647.551.482	86,2
VII-Transferencias de capital	10.000.000	3.522.000	35,2
Total operaciones de capital	760.890.000	651.073.482	85,6
VIII-Activos financieros	13.500.000	12.617.958	93,5
Total operaciones financieras	13.500.000	12.617.958	93,4
Total general	5.631.968.000	4.951.218.116	87,9

Los compromisos adquiridos, por importe de 5.040 millones de pesetas, supusieron un 89,5% de las previsiones presupuestarias definitivas.

Es de destacar que el total de obligaciones reconocidas ascendió a la cantidad de 4.951 millones de pesetas, lo que supuso un 87,9% de ejecución sobre el presupuesto definitivo de 5.632 millones de pesetas.

12.3.2. Aspectos financieros

12.3.2.1. Cuenta de resultados

La cuenta de resultados recoge los gastos e ingresos, clasificados por su naturaleza económica, que se producen como consecuencia de las operaciones presupuestarias y no presupuestarias, realizadas por el CSN en un período determinado. Tabla 12.6.

Como se puede apreciar, los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que representaron el 55,6% 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 (32,9%), 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 5,7%.

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 0,3% y recoge las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

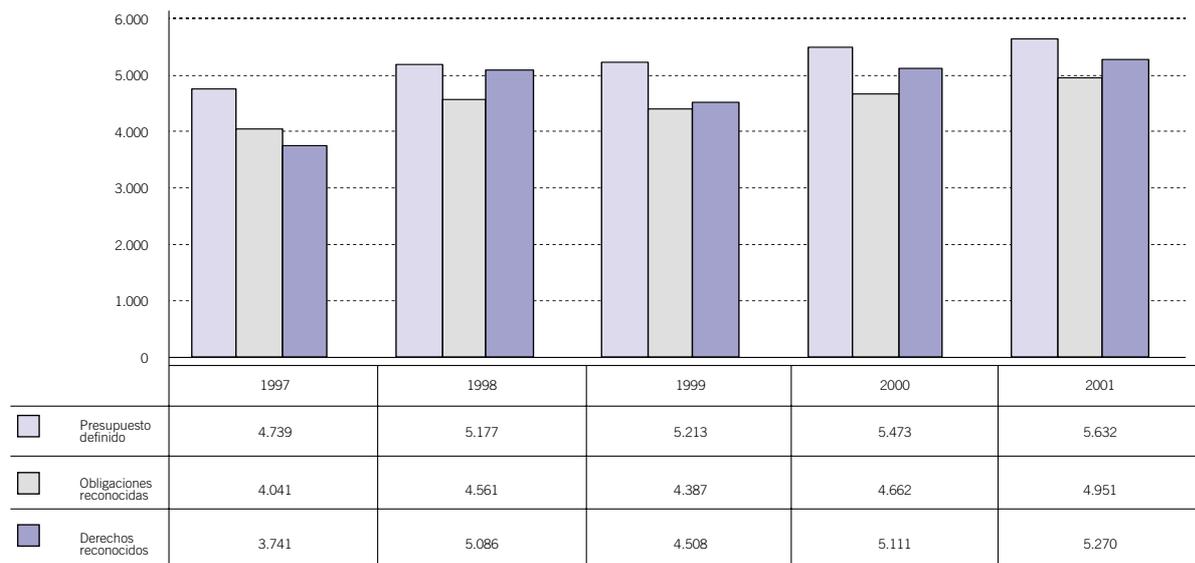
En cuanto a los ingresos, la tasa por servicios prestados fue la principal fuente de financiación del CSN, representando un 90,0% del total, correspondiendo el restante 10,0% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

El resultado del ejercicio arroja un resultado positivo de 280 millones de pesetas.

Tabla 12.6. Cuenta de resultados. Ejercicio 2001 (pesetas)

Subgrupo	Denominación	Debe	Haber	%G	%D	%H
64	Gastos de Personal	2.770.452.757		55,6	52,7	
62	Servicios Exteriores	1.636.275.194		32,9	31,1	
63	Tributos	3.020.015		0,1	0,1	
65	Transferencias y Subvenciones	275.739.169		5,5	5,2	
66	Gastos Financieros	354.203		0,0	0,0	
67	Pérdidas y gastos extraordinarios	2.785.899		0,1	0,1	
68	Dotación para Amortizaciones	283.206.136		5,7	5,4	
69	Variación Provisiones	8.993.338		0,2	0,2	
	Total grupo 6	4.980.826.711		100,0		
74	Tasa y Precios Públicos		4.736.097.938			90,0
75	Transferencias y Subv. Corrientes		293.934.500			5,6
76	Otros ingresos Financieros		149.697.433			2,8
77	Otros Ingresos Gestión Ordinaria		80.969.898			1,5
	Total grupo 7		5.260.699.769			
	Resultado Positivo	279.873.058			5,3	
	Total general	5.260.699.769	5.260.699.769		100,0	100,0

Figura 12.3. Evolución de gestión presupuestaria en millones de pesetas (quinquenio 1997-2001)



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 2001, figura en la tabla 12.8.

Tabla 12.7. Balance de situación. Ejercicio 2001 (pesetas)

Activo		Pasivo	
Inmovilizado material		Fondos propios	6.433.846.083
Terrenos y construcciones	3.186.252.663	Patrimonio	6.324.569.687
Instalaciones técnicas y maquinaria	630.271.038	Resultados de ejercicios anteriores	-170.596.662
Mobiliario y utillaje	393.310.619	Resultados del ejercicio	279.873.058
Otro inmovilizado material	976.621.347	Acreedores presupuestarios	37.409.434
Menos amortizaciones	-1.905.514.081	Acreedores no presupuestarios	766.221
Total inmovilizado material	3.280.941.586	Administraciones públicas	156.647.088
Inmovilizado inmaterial		Otros acreedores	18.213.084
Propiedad Industrial	218.892	Total acreedores a corto plazo	213.035.827
Aplicaciones informáticas	598.715.106	Total general	6.646.881.910
Menos amortizaciones	-467.955.347		
Total inmovilizado inmaterial	130.978.651		
Inversiones financieras permanentes			
Otras inversiones y créditos a largo plazo	2.704.865		
Total inversiones financieras permanentes	2.704.865		
Deudores			
Deudores presupuestarios	143.474.476		
Deudores no presupuestarios	819.310		
Menos provisiones	-27.309.460		
Total deudores	116.984.326		
Inversiones financieras temporales			
Otras inversiones y créditos a corto plazo	7.246.525		
Fianzas y depósitos a corto plazo	650.000		
Total inversiones financieras temporales	7.896.525		
Tesorería	3.099.686.224		
Ajustes por periodificación	7.689.733		
Total general	6.646.881.910		

Tabla 12.8. La composición interna del activo y el pasivo. Ejercicio 2001 (pesetas)

Activo	Importe	%
Inmovilizado material	3.280.941.586	49,3
Inmovilizado inmaterial	130.978.651	2
Inversiones financieras permanentes	2.704.865	-
Deudores	116.984.326	1,8
Inversiones financieras temporales	7.896.525	0,1
Tesorería	3.099.686.224	46,7
Ajustes por periodificación	7.689.733	0,1
Total	6.646.881.910	100
Pasivo		
Fondos propios	6.433.846.083	96,8
Acreedores a corto plazo	213.035.827	3,2
Total	6.646.881.910	100

Tabla 12.9. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2001

	Consejo	Secretaría General	Direcciones técnicas	Total
Altos Cargos	5	1	2	8
Funcionarios del cuerpo técnico de seguridad nuclear y protección radiológica	3	17	170	190
Funcionarios de otras administraciones públicas	12	85	24	121
Personal eventual	12	-	-	12
Personal laboral	6	66	32	104
Totales	38	169	228	435

12.3.3. Sistema de Contabilidad de Costes

Continuando en la línea de años anteriores, según los criterios establecidos en el primer estudio elaborado conjuntamente con la Intervención del Organismo y la I.G.A.E., se ha realizado el estudio de costes definitivo del ejercicio 2000, en la que cabe resaltar:

- Adecuación de los centros de costes y actividades a las nuevas funciones y estructura a que a

dado lugar las modificaciones introducidas por la Ley 14/1999.

Este estudio tiene como principal objetivo mejorar las técnicas de gestión en el CSN para el uso más eficiente de los recursos. Asimismo sirve de base para la determinación de los coeficientes de costes indirectos y de costes administrativos, directivos y generales que se aplican en la fijación y de precios públicos y determinación del importe de las tasas.

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

Año 2001